ÍNDICE

1 IDENTIFICAÇÃO DO EMPREENDIMENTO E DO EMPREENDEDOR 7

1.1 DENOMINAÇÃO OFICIAL DO EMPREENDIMENTO 7
1.2 IDENTIFICAÇÃO DO EMPREENDEDOR 8
1.3 IDENTIFICAÇÃO DA CONSULTORA 10

2 CARACTERIZAÇÃO DO EMPREENDIMENTO 12

2.1 APRESENTAÇÃO 12
2.1.1 Importância de Angra 3 15
2.2 HISTÓRICO 22
2.3 JUSTIFICATIVAS 33
2.3.1 Justificativas Técnicas 33
2.3.2 Justificativas Econômicas 38
2.3.3 Justificativas Socioambientais 42
2.3.4 Justificativas Locacionais 46
2.4 DESCRIÇÃO DO EMPREENDIMENTO 46
2.4.1 Descrição de Usina Nuclear com reator tipo PWR (*Pressurized Water Reactor)* 46
2.4.2 Localização 51
2.5 ARRANJO GERAL E DESCRIÇÃO DOS EDIFÍCIOS/ESTRUTURAS PRINCIPAIS 51
2.5.1 Descrição do Sistema de Dissipação de Calor 53
2.5.2 Descrição dos Sistemas de Lançamento e Tratamento de Efluentes Líquidos 56
2.5.3 Sistema de Geração de Energia e Unidades Operacionais 56
2.5.3.1 Circuito Primário 57
2.5.3.2 Circuito Secundário 64
2.5.3.3 Circuito de Água de Resfriamento 65
2.5.3.4 Principais Sistemas Auxiliares 65
2.5.3.5 Principais Sistemas Complementares 71
2.5.4 Sistema de Transmissão de Energia Elétrica 72
2.5.5 Produtos químicos utilizados nas fases de construção, comissionamento e operação 73
2.6 EMPREENDIMENTOS ASSOCIADOS 77
2.7 CRONOGRAMA DE ATIVIDADES 79
2.8 DESCOMISSIONAMENTO 82
2.9 RECURSOS NATURAIS UTILIZADOS 83
2.10 RESÍDUOS NÃO RADIOATIVOS 84
2.10.1 Resíduos Sólidos (Não Radioativos) 84
2.10.1.1 Resíduos Sólidos (Não Radioativos) – Fase de Construção 85
2.10.1.2 Resíduos Sólidos (Não Radioativos) – Fase de Operação 86
2.10.2 Rejeitos Gasosos Não Radioativos (Emissões Atmosféricas) 88
2.10.3 Efluentes Líquidos Não Radioativos 90
2.10.3.1 Efluentes Líquidos Sanitários 103
2.11 REJEITOS RADIOATIVOS – CONCEITOS, CLASSIFICAÇÕES E GENERALIDADES 109
2.11.1 Radiação 109
2.12 GERAÇÃO DE MATERIAL RADIOATIVO EM ANGRA 3 112
2.12.1 Substâncias Radioativas nos Sistemas da Usina 113
2.12.2 Rejeitos Radioativos - Definição 130
2.12.3 Rejeitos Radioativos - Classificação 130
2.12.4 Rejeitos Sólidos Radioativos 133
2.12.4.1 Geração dos Rejeitos Sólidos Radioativos 133
2.12.4.2 Gerenciamento dos Rejeitos Sólidos Radioativos 134

2.12.4.3 Equipamentos dos Sistemas de Processamento de Rejeitos Sólidos Radioativos 139
2.12.4.4 Produção de Rejeitos Sólidos Radioativos.....139
2.12.4.5 Rejeitos Sólidos Radioativos das Unidades 1 e 2 da CNAAA (Angra 1 e Angra 2). 140
2.12.4.6 Depósitos de Rejeitos Radioativos.....142
2.12.4.7 Geração de Combustíveis Nucleares Irradiados 144
2.12.4.8 Gerenciamento de Combustíveis Nucleares 146
2.12.5 Rejeitos Gasosos Radioativos 147
2.12.5.1 Parâmetros Radiológicos 150
2.12.5.2 Sistemas de Tratamento dos Rejeitos Gasosos Radioativos 151
2.12.5.3 Monitoramento.....155
2.12.5.4 Síntese das Emissões Gasosas Radioativas.....157
2.12.6 Rejeitos Líquidos Radioativos 160
2.12.6.1 Monitoramento.....162
2.12.6.2 Processamento 163
2.12.6.3 Síntese dos Lançamentos 168
2.12.7 Limites e Estimativas de Emissões (Para Rejeitos Líquidos e Gasosos Radioativos) 171
2.13 SISTEMAS DE SEGURANÇA DE ANGRA 3 172
2.13.1 Segurança das Usinas Nucleares.....173
2.13.2 Dispositivos de Segurança Passivos 176
2.13.3 Dispositivos de Segurança Ativos 179
2.13.4 Fatores Humanos 183
2.13.5 Cultura de Segurança 185
2.13.5.1 Aspectos Gerais 185
2.13.5.2 Na Eletronuclear 187
2.13.6 Experiência em Usinas Semelhantes 188
2.14 SITUAÇÃO DA ENERGIA NUCLEAR NO MUNDO 189

3 ANÁLISE DAS ALTERNATIVAS LOCACIONAIS 194

3.1 ANÁLISE DAS ALTERNATIVAS LOCACIONAIS 194
3.2 ANÁLISE DAS ALTERNATIVAS TECNOLÓGICAS 194

4 ÁREAS DE INFLUÊNCIA DO EMPREENDIMENTO 195

4.1 ÁREA DE INFLUÊNCIA INDIRETA – AII.....195
4.2 ÁREA DE INFLUÊNCIA DIRETA – AID 196

5 LEGISLAÇÃO AMBIENTAL.....197

5.1 LEGISLAÇÃO FEDERAL.....197
5.2 LEGISLAÇÃO ESTADUAL 203
5.3 LEGISLAÇÃO MUNICIPAL 203
5.4 LICENCIAMENTO NUCLEAR E AMBIENTAL 205

BIBLIOGRAFIA – VOLUME 01.....210

ANEXOS – VOLUME 1 211

Índice de Anexos

Anexo 1 – Mapa 01 – Situação e Localização 212
Anexo 2 – Mapa 02 – Área de Influência Indireta (AII-50 km) 214
Anexo 3 – Mapa 03 – Áreas de Influência Direta (AID-15 km e AID-5 km) 216
Anexo 4 – Planta Esquemática das Áreas Restritas, Pontos de Emissões, Locais de Lançamento de Efluentes Líquidos e Sistema de Abastecimento de Água Doce - CNAAA (Unidades 1, 2 e 3) 218
Anexo 5 – Planta – Arranjo Geral da Unidade 3 da CNAAA (Angra 3) 220
Anexo 6 – Planta – Estrutura da Tomada D'água Principal (UPC – 1/2 UQB) – vista superior 222
Anexo 7 – Planta – Estrutura de Descarga em Piaraquara de Fora (FL 1/2).....224
Anexo 8 – Planta – Estrutura de Descarga em Piaraquara de Fora (FL 2/2).....226

Índice de Tabelas

Tabela 1 – Parâmetros de crescimento do Plano Decenal – 2002-2011.....14
Tabela 2 – Acréscimos da potência instalada (MW).....15
Tabela 3 – Geração e consumo de eletricidade no Estado do Rio de Janeiro – 1980-2002. 17
Tabela 4 – Matriz energética do Estado do Rio de Janeiro – empreendimentos em operação. 20
Tabela 5 – Empreendimentos em construção no Estado do Rio de Janeiro. 20
Tabela 6 – Empreendimentos em operação no Estado do Rio de Janeiro - cenário futuro (*). 21
Tabela 7 – Participação da energia nuclear na oferta e na demanda de energia elétrica – 2009. 21
Tabela 8 - Tipos de reatores nucleares térmicos e suas subdivisões 34
. 34
Tabela 9 - Usinas nucleares em construção – 2004.....36
Tabela 10 - Usinas nucleares dos EUA – ampliação da vida útil em 20 anos.....37
Tabela 11 – Comparação entre os crescimentos médios do consumo de energia elétrica e do PIB. 39
Tabela 12 – Conteúdo energético dos principais combustíveis.....40
Tabela 13 – Áreas necessárias para a implantação de usinas com 1.000 MWe de capacidade.....44
Tabela 14 – Características do Sistema de Geração de Energia.....56
Tabela 15 – Angra 2 – Produtos químicos a serem utilizados nas fases de construção, comissionamento e operação da usina, referência para Angra 3. 73
Tabela 16 - CNAAA – Destino dado aos Resíduos Sólidos (Não Radioativos) gerados no período de operação de 2001 a 2003. 86
Tabela 17 – CNAAA - Resíduos sólidos convencionais gerados no período de 2001 a 2003.....87
Tabela 18 – Angra 2 Emissões atmosféricas convencionais. 89
Tabela 19 – Angra 1 – Emissões atmosféricas convencionais. 90
Tabela 20 – Angra 1 – Valores dos Parâmetros de Controle dos Efluentes Líquidos Convencionais e Lançados no Meio ambiente, no Período de 2001 a 2003. 92
Tabela 21 – Angra 2 – Valores dos Parâmetros Controlados nas Correntes de Efluentes Líquidos derivados da Operação da Usina no Período de 2001 a 2003.....94
Tabela 22 – Angra 2 – Valores dos Parâmetros Controlados nos Efluentes Líquidos após Tratamento no Sistema de Tratamento de Efluentes Líquidos Convencionais, liberados para o Poço de Selagem Principal, no período de agosto de 2003 a julho de 2004. 97
Tabela 23 – CNAAA – Características e Parâmetros de Controle dos Efluentes Sanitários das Usinas Angra 1 e 2 e dos prédios de apoio da CNAAA lançados nos Canais de Drenagem, no período de 2001 - 2003.....104
Tabela 24 – Pontos de monitoração da qualidade da água do mar das áreas dos lançamentos de efluentes.....106
Tabela 25 – Parâmetros monitorados nas áreas de lançamento de efluentes. 106

Tabela 26 - Valores dos Parâmetros de Controle Monitorados nos Efluentes Líquidos lançados no Mar, período 2001 a 2003. 107
Tabela 27 – Angra 2 – Valores dos Parâmetros de Controle Monitorados nos Efluentes Líquidos lançados no Mar,período 2001 a 2003....108
Tabela 28 – Propriedades dos tipos de radiação ionizante. 111
Tabela 29 – Taxas de Liberação de radioatividade para o sistema de refrigeração do reator. 115
Tabela 30 – Radioatividade no tanque de controle volumétrico (Bq). 117
Tabela 31 – Radioatividade no filtro de purificação do refrigerante (Bq). 119
Tabela 32 – Radioatividade nos sistemas de tratamento e armazenagem do refrigerante (Bq). 120
Tabela 33 – Radioatividade no sistema de tratamento de rejeitos gasosos (Bq) e liberação pela chaminé (Bq). 122
Tabela 34 – Concentrações de radioatividades nas salas de equipamentos (Bq/m^3). 124
Tabela 35 – Liberação de radioatividades das salas de equipamentos (Bq/h). 125
Tabela 36 – Radioatividade nos sistemas de rejeitos líquidos (Bq). 127
Tabela 37 – Concentrações de radioatividades em componentes do circuito secundário (Bq/mg). 129
Tabela 38 - Classificação de rejeitos líquidos com emissores beta / gama. 131
Tabela 39 – Classificação de rejeitos sólidos com emissores beta / gama. 131
Tabela 40 - Classificação de rejeitos gasosos com emissores beta / gama. 131
Tabela 41 - Classificação de rejeitos líquidos com emissores alfa. 132
Tabela 42 - Classificação de rejeitos sólidos com emissores alfa. 132
Tabela 43 – Sinalização dos Embalados de Rejeito. 138
Tabela 44 – Principais Equipamentos dos Sistemas de Processamento de Rejeitos Sólidos Radioativos em Angra 3. 139
Tabela 45 – Tipo de rejeito, concentração e quantidade dos rejeitos sólidos radioativos para Angra 3. 139
Tabela 46 – Angra 1, CGR – Número de embalados de rejeitos sólidos radioativos armazenados - 1982-2002. 140
Tabela 47 – Angra 1, CGR – Nível de radioatividade por tipo de rejeito. 141
Tabela 48 – Redução da Radioatividade e da Taxa de Dose de Superfície de um Elemento Combustível (EC) Irradiado removido do Núcleo de um Reator do Tipo PWR, submetido a uma "queima" de 33.000 MWd/t de U. 144
Tabela 49 – Parâmetros de Quantidade de Urânio e Plutônio em Elementos Combustíveis Irradiados e outros parâmetros – Angra 2 ou Angra 3. 145
Tabela 50 – Estimativa das quantidades de urânio e plutônio a serem acumulados após 40 anos de operação de um reator do tipo de Angra 2 e Angra 3. 146
Tabela 51 – Rejeitos gasosos – Radioatividades e taxas de liberação. 150
Tabela 52 – Monitoramento de efluentes gasosos radioativos. 156
Tabela 53 – Sumário das liberações gasosas radioativas para as Unidades 1, 2 e 3 da CNAAA (previsão de projeto). 158
Tabela 54 – Angra 1 - Radioatividade das emissões gasosas efetuadas no período 1982-2002. 159
Tabela 55 – Angra 2 - Radioatividade das emissões gasosas efetuadas no período - 2000-2002. 160
Tabela 56 – Angra 3 - Origens, quantidades e atividades dos rejeitos líquidos radioativos por grupo e origem. 161
Tabela 57 – Parâmetros para liberação dos rejeitos líquidos no meio ambiente. 167
Tabela 58 – Características dos tanques. 167
Tabela 59 – Características dos demais componentes do sistema. 168
Tabela 60 – Sumário das liberações radioativas de efluentes líquidos das Unidades 1, 2 e 3 da CNAAA (previsões de projeto). 169
Tabela 61 – Angra 1 - Radioatividade dos efluentes líquidos liberados no período - 1982-2002. 169
Tabela 62 – Angra 2 - Radioatividade dos efluentes líquidos liberados no período 2000-2002. 170
Tabela 63 – Valores de liberação propostos para Angra 3. 171
Tabela 64 –Composição dos efluentes líquidos e gasosos (Angra 3). 171
Tabela 65 – Mundo – Evolução da geração de energia elétrica - 1951-1999. 190

Tabela 66 – Mundo – Composição do parque gerador de energia nuclear – 2003. 191
Tabela 67 – Mundo – Participação da energia nuclear na geração de energia elétrica - 1990-2003....192
Tabela 68 – Competências legais relacionadas ao licenciamento. 202
Tabela 69 – Principais eventos do licenciamento de Angra 1. 206
Tabela 70 – Principais eventos do licenciamento de Angra 2. 206
Tabela 71 – Principais eventos do licenciamento de Angra 3. 209

Índice de Figuras

Figura 1 – Crescimento do PIB e do consumo de energia - 1993-2003. 13
Figura 2 – Variação do consumo de energia no Brasil - 1999-2003. 14
Figura 3 – Geração e consumo de energia no Estado do Rio de Janeiro - 1980-2002. 18
Figura 4 – Distância entre as usinas hidrelétricas e a subestação de Adrianópolis. 19
Figura 5 – Participação de Angra 1 e 2 na geração de energia. 19
Figura 6 – Usinas nucleares em operação (de um total de 439) em 2003. 35
Figura 7 – Capacidade instalada líquida (em MWe) por tipo de usina em operação em 2003. 36
Figura 8 – Comparação de usina nuclear com usina a carvão. 43
Figura 9 – Comparação de usina nuclear com usina a gás. 44
Figura 10 – Processo de fissão nuclear 47
Figura 11 – Reação em cadeia auto-sustentável 48
Figura 12 – Circuitos primário, secundário e da água de resfriamento. 50
Figura 13 – Estruturas internas à esfera de contenção. A estrutura de cor vermelha representa o vaso de pressão do reator. 52
Figura 14 - Fluxograma de Dissipação de Calor 55
Figura 15 – Corte transversal do reator. 57
Figura 16 – Corte longitudinal do reator. 58
Figura 17 – Vareta de combustível com pastilhas de dióxido de urânio. 59
Figura 18 – Elemento combustível. 60
Figura 19 – Elemento combustível com barra de controle. 61
Figura 20 – Perspectiva isométrica do sistema de refrigeração do reator. 62
Figura 21 – Corte longitudinal do gerador de vapor. 63
Figura 22 – Corte longitudinal do pressurizador 64
Figura 23 – Angra 2 – Esquema da produção de solução de hipoclorito de sódio a partir da água do mar e injeção do produto na tomada d'água. 70
Figura 24 – Vista da subestação principal da CNAAA. Ao fundo as usinas de Angra 1 e 2. 77
Figura 25 – Vista da estrutura de descarga da água de resfriamento das usinas da CNAAA, no Saco Piraquara de Fora. 79
Figura 26 – Diagrama da Sistemática Operacional para o descarte de Resíduos Industriais gerados na CNAAA. 85
Figura 27 – Angra 2 – Esquema das interligações das várias correntes de efluentes líquidos convencionais (Rejeitos Líquidos) 100
Figura 28 – Angra 3 – Esquema das interligações (futuras) das várias correntes de efluentes líquidos convencionais (rejeitos líquidos) 101
Figura 29 – Angra 2 – Diagrama de blocos representativos do sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais (rejeitos líquidos) 102
Figura 30 – Angra 2 - Fluxograma esquemático do sistema de tratamento de esgotos sanitários. 104
Figura 31 – Poder de penetração das emissões alfa, beta e gama. 111
Figura 32 – Cartão "Material Livre de Contaminação Radioativa". 135
Figura 33 – Etiqueta "Cuidado: Material Contaminado". 135
Figura 34 – Fluxograma do Sistema de Rejeitos Gasosos Radioativos 149

Figura 35 – Esquema de tratamento de rejeitos gasosos radioativos. 152
Figura 36 – Esquema Simplificado do Sistema de Processamento e Armazenamento de Rejeitos Líquidos Radioativos. 163
Figura 37 – Esquema dos processos de tratamento dos rejeitos líquidos radioativos. 164
Figura 38 – Fluxograma do sistema dos rejeitos líquidos radioativos 165
Figura 39 – Esquema do processo de evaporação. 166
Figura 40 – Princípios e Ações envolvidos na segurança de uma usina tipo PWR. 175
Figura 41 – Barreiras contra liberação de produtos radioativos 178
Figura 42 – Sistemas de ventilação do envoltório de contenção 179
Figura 43 – Sistema de resfriamento de emergência do núcleo do reator. 182
Figura 44 – (a) Mundo e (b) OCDE – Composição da energia elétrica gerada - 2003 189
Figura 45 – Mundo – Evolução da geração hidrelétrica e nuclear - 1980-2000. 190

1 IDENTIFICAÇÃO DO EMPREENDIMENTO E DO EMPREENDEDOR

1.1 DENOMINAÇÃO OFICIAL DO EMPREENDIMENTO

A Eletrobrás Termonuclear S.A. - Eletronuclear é uma sociedade de economia mista, subsidiária das Centrais Elétricas Brasileiras S.A. – Eletrobrás.

Criada para explorar atividades nucleares para a geração de energia elétrica em nome da União, a empresa é proprietária da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - CNAAA, onde se encontram instaladas, e em operação, duas usinas nucleares: a Unidade 1 (Angra 1) e a Unidade 2 (Angra 2). A Unidade 3 (Angra 3) será parte integrante da CNAAA.

Dessa forma, a denominação oficial do empreendimento objeto do presente estudo é:

Unidade 3 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Angra 3.

1.2 IDENTIFICAÇÃO DO EMPREENDEDOR

Razão Social:	Eletrobrás Termonuclear S.A. - Eletronuclear	
Registro Legal (CNPJ):	42.540.211/0001-67	
Endereço Completo:	Sede:	Rua da Candelária, nº 65, Centro CEP: 20.091-020 – Rio de Janeiro – RJ
	CNAAA:	Rodovia Rio-Santos (BR-101) km 522 – Itaorna CEP: 23.900-000 – Angra dos Reis -RJ
Telefone / FAX:	Sede:	(21) 2588-7000 / 2588-7200
	CNAAA:	(24) 3362-9000
Representantes Legais:	Paulo Roberto Almeida Figueiredo – Diretor Presidente CPF: 378.777.477-72 Endereço: Rua da Candelária, 65, 10º andar Telefone / FAX: (21) 2588-7018 / 2588-7212 E-mail: figueir@eletronuclear.gov.br	
	Luiz Rondon Teixeira de Magalhães Filho – Diretor de Planejamento, Gestão e Meio Ambiente CPF: 029.773.698-13 Endereço: Rua da Candelária, 65, 10º andar Telefone / FAX: (21) 2588-7019 / 2588-7213 E-mail:rondon@eletronuclear.gov.br	
	Pedro José Diniz de Figueiredo – Diretor de Operação e Comercialização CPF: 020.040.627-20 Endereço: Rua da Candelária, 65, 10º andar Telefone / FAX: (21) 2588-7045 / 2588-7214 E-mail: pedrof@eletronuclear.gov.br	
	Luiz Soares – Diretor Técnico CPF: 546.971.157-91 Endereço: Rua da Candelária, 65, 10º andar Telefone / FAX: (21) 2588-7050 / 2588-7214 E-mail: lsoares@eletronuclear.gov.br	
	José Marcos Castilho – Diretor de Administração e Finanças CPF: 613.896.767-49 Endereço: Rua da Candelária, 65, 10º andar Telefone / FAX: (21) 2588-7040 / 2588-7211 E-mail: castilh@eletronuclear.gov.br	
Contato:	Iukio Ogawa – Superintendente de Licenciamento e Meio Ambiente CPF: 824.864.338-72 Endereço: Rua da Candelária, 65, 9º andar Telefone / FAX: (21) 2588-7503 / 2588-7253 E-mail: iogawa@eletronuclear.gov.br	
Cadastro Técnico Federal (CTF) Ibama:	54222	

Ministério do Meio Ambiente

Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis

CADASTRO TÉCNICO FEDERAL
CERTIFICADO DE REGISTRO

IBAMA
M M A

Nr. Registro Atual:	Nr. Registro Anterior:	CPF/CNPJ:	Válido até:
54222		42.540.211/0001-67	31/03/2006

Nome/Razão Social/Endereço
ELETRONUCLEAR - ELETROBRAS TERMONUCLEAR S.A.
PRAIA DA CANDELARIA, 65 - 10 ANDAR
CENTRO
RIO DE JANEIRO/RJ
20091-020

Este certificado comprova o registro no

Cadastro de Atividades Potencialmente Poluidoras

Serviços de Utilidade / produção de energia termoelétrica;.
Atividades diversas / usuários de substâncias controladas pelo Protocolo de Montreal

Observações:
1 - Este certificado não habilita o interessado ao exercício da(s) atividade(s) descrita (s), sendo necessário, conforme o caso da obtenção de licença, permissão ou autorização específica após análise técnica do IBAMA, do programa ou projeto correspondente;
2 - No caso de encerramento de qualquer atividade especificada neste certificado, o interessado deverá comunicar ao IBAMA,obrigatoriamente, no prazo de 30 (trinta) dias, a ocorrência para atualização do sistema.
3 - Este certificado não substitui a necessária licença ambiental emitida pelo órgão competente.
4 - Este certificado não habilita o transporte de produtos ou subprodutos florestais e faunísticos.

A inclusão de Pessoas Físicas e Jurídicas no Cadastro Técnico Federal não implicará por parte do IBAMA e perante terceiros, em certificação de qualidade, nem juízo de valor de qualquer espécie

Autenticação

t15y.k4dy.p8qv.estm

Imprimir tela Fechar janela

1.3 IDENTIFICAÇÃO DA CONSULTORA

Razão Social:	MRS Estudos Ambientais Ltda.
Registro Legal:	CNPJ: 94.526.480/0001-72
Endereço Completo:	Matriz: Rua Barros Cassal, 738 – Bom Fim – Porto Alegre, RS – CEP: 90.035-030
	Filial: SCN Quadra 5, Bloco A, Sala 1.108 – Brasília Shopping – Brasília, DF – CEP: 70.715-970
Telefone / FAX:	Matriz: (51) 3029-0068
	Filial: (61) 3201-1800
E-mail:	Matriz: mrs@mrsrs.com.br
	Filial: mrs@mrsdf.com.br
Diretores:	Alexandre Nunes da Rosa – Geólogo
Contato:	Alexandre Nunes da Rosa – Sócio-Diretor CPF: 339.761.041-91 Endereço: SCN Quadra 5, Bloco A, Sala 1.108 – Brasília Shopping – Brasília, DF – CEP: 70.715-970 Telefone / FAX: (61) 3201-1800 E-mail: alexandre@mrsdf.com.br
CTF (Ibama):	196572
CREA:	82.171

Ministério do Meio Ambiente

Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis

CADASTRO TÉCNICO FEDERAL
CERTIFICADO DE REGISTRO

Nr. Registro Atual:	Nr. Registro Anterior:	CPF/CNPJ:	Válido até:
196572		**94.526.480/0001-72**	**31/03/2006**

Nome/Razão Social/Endereço

MRS Estudos Ambientais
R. Dr. Barros Cassal, 734 e 738
Bom Fim
PORTO ALEGRE/RS
90035-030

Este certificado comprova o registro no

Cadastro de Instrumentos de Defesa Ambiental

Consultoria Técnica Ambiental - Classe 6.0

Qualidade do Ar
Qualidade da Água
Qualidade do Solo
Uso do Solo
Educação Ambiental
Recursos Hídricos
Controle da Poluição
Recuperação de Áreas
Eletricidade
Auditoria Ambiental
Gestão Ambiental
Ecossistemas Terrestres e Aquaticos
Segurança do Trabalho
Serviços Relacionados À Silvicultura
Anilhamento de Aves Silvestres

Observações:
1 - Este certificado não habilita o interessado ao exercício da(s) atividade(s) descrita(s), sendo necessário, conforme o caso de obtenção de licença, permissão ou autorização específica após análise técnica do IBAMA, do programa ou projeto correspondente:
2 - No caso de encerramento de qualquer atividade especificada neste certificado, o interessado deverá comunicar ao IBAMA,obrigatoriamente, no prazo de 30 (trinta) dias, a ocorrência para atualização do sistema.
3 - Este certificado não substitui a necessária licença ambiental emitida pelo órgão competente.
4 - Este certificado não habilita o transporte de produtos ou subprodutos florestais e faunísticos.

A inclusão de Pessoas Físicas e Jurídicas no Cadastro Técnico Federal não implicará por parte do IBAMA e perante terceiros, em certificação de qualidade, nem juízo de valor de qualquer espécie.

Autenticação

9ksn.2frk.f9nh.9lsu

2 CARACTERIZAÇÃO DO EMPREENDIMENTO

2.1 APRESENTAÇÃO

No final de 2003, o Governo Federal lançou um novo modelo para o setor elétrico brasileiro, que representa um avanço em relação à situação anterior. Nesta nova visão, foi criada a Empresa de Pesquisa Energética (EPE), que seria responsável pelo planejamento da oferta e demanda da energia no país, substituindo o antigo Mercado Atacadista de Energia (MAE) pela Câmara de Comercialização de Energia Elétrica (CCEE). Entretanto, a questão da excepcionalidade da tarifa de comercialização da energia de base nuclear não foi contemplada, continuando a ser buscada uma solução pelo setor nuclear. Ainda assim, tais mudanças, continuadas com a publicação do Decreto Nº 5.163, de 30 de julho de 2004, mostram a vontade governamental de controlar de maneira firme o setor energético.

Angra 3, com potência térmica de 3.765 MWt e potência elétrica de 1.350 MWe, é um empreendimento da Eletrobrás Termonuclear S.A. - Eletronuclear a ser implantado na área da CNAAA, onde já se encontram instaladas e em operação as usinas Angra 1 e Angra 2. A capacidade de geração de energia elétrica prevista para Angra 3 é de 10,8 mil GWh/ano.

Assim como as duas usinas em operação, Angra 3 seria dotada de um reator do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor* - reator a água pressurizada), que utiliza urânio enriquecido como combustível e água leve pressurizada para sua refrigeração. O reator PWR é utilizado em 25 países, entre os quais os Estados Unidos, a França e o Japão, os maiores usuários de energia elétrica de origem nuclear. Quase 60% dos reatores nucleares em funcionamento no mundo são desse tipo e sua maior aceitação em relação aos demais é atribuída, entre outros fatores, aos rigorosos princípios de segurança que são aplicados no projeto, na operação e na manutenção das usinas.

Nesse contexto, a construção de Angra 3, tem papel fundamental para a concretização do projeto global proposto para a CNAAA que objetiva: aumentar a oferta de energia elétrica nas regiões Sudeste e Centro-Oeste e reduzir, conseqüentemente, os riscos de déficit, principalmente nos períodos hidrológicos secos; aumentar a confiabilidade operacional do sistema elétrico nacional; e reduzir a dependência do Estado do Rio de Janeiro do suprimento externo de energia.

Dados da Eletrobrás apresentados na 6ª reunião de seu Comitê Coordenador do Planejamento da Expansão dos Sistemas Elétricos (CCPE), realizada em 5 de junho de 2001, indicam que o crescimento da demanda de energia elétrica no país não tem sido acompanhado de um crescimento adequado da oferta. Por outro lado, o excedente na capacidade de geração em relação à geração efetiva vem desaparecendo rapidamente, em conseqüência do aumento do consumo. Em 2000, o consumo médio *per capita* de energia elétrica, usualmente empregado como indicador da qualidade de vida da população, foi de 1.988 kWh, tendo crescido 14,5% em relação a 1996 (em parte devido à maior utilização de aparelhos eletroeletrônicos, que cresceu 7,4% de 1999 para 2000).

O consumo de energia elétrica tem apresentado taxas de crescimento maiores que as do PIB (Figura 1), o que pode ser associado à modernização dos setores econômicos, ao crescimento populacional e à expansão do setor informal da economia.

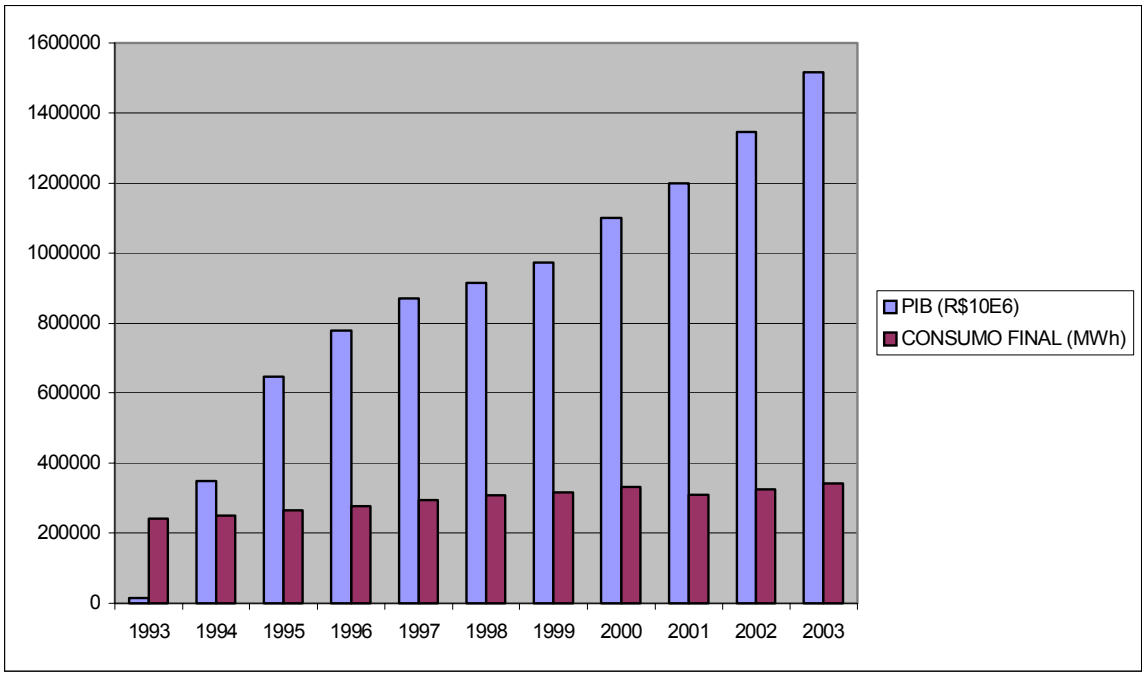


Figura 1 – Crescimento do PIB e do consumo de energia - 1993-2003.
Fontes: IBGE e BEN/MME, 2003.

Esses fatores têm compensado a redução do consumo resultante da utilização de tecnologias mais eficientes no uso da energia elétrica e explicam o comportamento da relação entre o crescimento do consumo e o PIB, que se aproxima da unidade nos ciclos mais dinâmicos da economia e tende a crescer, alcançando valores elevados em relação à unidade, nos períodos de baixo crescimento econômico.

A partir de 1998, tornou-se evidente que o país corria o risco de sofrer racionamentos de energia, o que de fato ocorreu em 2001. Se a demanda continuar crescendo sem que a geração seja aumentada, novos racionamentos e até blecautes poderão ocorrer. Para equacionar o problema, o Comitê Coordenador do Planejamento Energético (CCPE) elaborou o Plano Decenal 2002-2011, que tem como objetivo aumentar o suprimento de energia elétrica a curto e médio prazos, considerando as características da matriz energética do país, baseada no elevado potencial hidrelétrico do país, bem como a necessidade de sua complementação para minimizar a influência de regimes hídricos desfavoráveis.

A Figura 2 apresenta a variação do consumo de energia no Brasil no período de 1999 a 2003. Observa-se a queda no consumo no ano de 2001, conseqüência do racionamento ocorrido naquele ano.

Figura 2 – Variação do consumo de energia no Brasil - 1999-2003.
Fonte: Eletrobrás, Matriz Energética, 2004.

A Tabela 1 apresenta os parâmetros de crescimento considerados no Plano Decenal e a Tabela 2 os acréscimos de potência instalada previstos nesse Plano, segundo três cenários econômicos analisados pelo MME em 2002: superação da crise e crescimento elevado (A); superação da crise e crescimento sustentado (B); e crise recorrente (C). Aos valores da Tabela 2, devem ser adicionados 900 MW dos sistemas isolados e 12.900 MW provenientes de fontes alternativas (pequenas centrais hidrelétricas, de biomassa e eólicas).

Tabela 1 – Parâmetros de crescimento do Plano Decenal – 2002-2011.

Crescimento	2001/2006 (A)	2006/2011 (B)	2001/2011 (C)
Econômico (% ao ano)	3,5	5,0	4,3
Consumo (% ao ano)	6,0	7,0	6,5
Elasticidade	1,714	1,400	1,512

Fonte: MME, 2002.

Tabela 2 – Acréscimos da potência instalada (MW).

Cenário	Usina				Total
	A gás	Hidrelétrica	Térmica	A carvão	
A. Superação da crise e crescimento elevado	6.964	7.490	4.309	1.700	20.463
B. Superação da crise e crescimento sustentado	6.964	10.740	8.309	700	26.713
C. Crise recorrente	4.331	8.540	12.509	700	26.080

Fonte: MME, 2002.

O plano prevê ainda a implantação de 2.605 km de linhas de transmissão de 500 kV, na interligação Norte-Sul, integrando os sistemas elétricos Norte/Nordeste e Sul/Sudeste/Centro-Oeste, os quais concentram mais de 95% da geração e do consumo de energia elétrica do país. Estudos técnicos e econômicos têm demonstrado que a diversidade hidrológica existente entre esses dois sistemas pode ser explorada economicamente por meio de um intercâmbio de energia elétrica. A expansão do sistema Norte/Nordeste em direção ao sul, associada à expansão do sistema Sul/Sudeste/Centro-Oeste em direção ao norte, irá fortalecer a interligação desses sistemas.

Também é abordada no plano a interligação com redes elétricas de países vizinhos, objetivando importar seus excedentes.

2.1.1 Importância de Angra 3

O planejamento do setor de energia elétrica deve considerar as dimensões e as peculiaridades do país, as soluções possíveis para o atendimento da demanda, a disponibilidade de fontes renováveis, em especial a hidrelétrica, as limitações das reservas nacionais de combustíveis fósseis e a existência de reservas significativas de combustível nuclear. O entendimento do papel reservado à participação da energia nuclear no planejamento envolve as seguintes considerações:

- Apesar da crescente utilização das energias eólica, solar e da biomassa, a geração de grandes blocos de energia elétrica continuará dependendo das usinas hidrelétricas, das termelétricas que utilizam combustíveis fósseis e das nucleares;
- Em virtude do grande impacto que a falta de energia elétrica provoca na economia e na qualidade de vida da população, a análise da competitividade das diversas fontes não deve ser feita apenas sob o

aspecto econômico, sendo necessário levar em conta também outras variáveis, como a garantia do fornecimento de energia e a diversidade das fontes de geração, para minimizar vulnerabilidades;

- Face à limitação das reservas nacionais de combustíveis fósseis, têm de ser levadas em conta a possibilidade, a necessidade ou a maior atratividade econômica da utilização desses combustíveis em outros setores que não o de geração de eletricidade, uma vez que, enquanto as reservas minerais disponíveis no país podem ser controladas, as não disponíveis exigem, para sua obtenção, a transferência de recursos para o exterior;
- Face o tempo considerável requerido para a implantação de novas unidades de geração de energia elétrica e o estabelecimento de uma rede confiável de distribuição, o planejamento decenal do setor deve ser considerado como de curto prazo; o de longo prazo deve considerar um horizonte de 50 anos;
- A adoção de tecnologias que alterem radicalmente o cenário atual, como o emprego de reatores rápidos regeneradores e de fusão nuclear na geração de eletricidade, ou o uso intensivo de hidrogênio nos meios de transporte, requer um longo tempo de maturação. Como a tecnologia é muito importante na geração e na distribuição da energia elétrica, é prudente no planejamento, mesmo que de longo prazo, preservar a tecnologia nuclear absorvida e acompanhar sua evolução no mundo, visando o aprimoramento da utilização das reservas nacionais de urânio.

No Brasil, as usinas hidrelétricas continuarão a desempenhar um papel preponderante no suprimento da demanda, seja pelo baixo custo relativo da energia gerada, seja por utilizar uma fonte renovável. Entretanto, o país não pode prescindir da geração térmica.

Angra 3 está dentro da faixa de economia em que se situam as demais fontes térmicas e apresenta a vantagem de permitir a consolidação e o aprimoramento da experiência tecnológica já absorvida pelo país na área nuclear. Sua implantação reduzirá a necessidade na área Rio, que abrange os Estados do Rio de Janeiro e do Espírito Santo, de importação de energia elétrica gerada em outros Estados, o que resultará em um melhor desempenho do sistema elétrico interligado.

A entrada em operação de Angra 3 resultará na disponibilidade imediata de cerca de 10,8 mil GWh/ano de energia elétrica na área Rio, a um custo compatível com o custo marginal de expansão do sistema elétrico interligado. Em um contexto mais amplo, proporcionará uma ampliação da oferta de energia elétrica nas regiões Sudeste e Centro-Oeste, reduzindo os riscos de déficit, principalmente nos períodos hidrológicos secos, além de

agregar um aumento significativo à base técnica do sistema elétrico interligado, atendendo à política de diversificação da matriz energética nacional.

O Estado do Rio de Janeiro, o segundo Estado da Federação na formação do PIB brasileiro, necessita de um sistema elétrico consistente e confiável, condição essencial para a manutenção e a expansão de seu parque industrial e de suas demais atividades. Entretanto, ao contrário do que acontece com a energia primária, em que o Estado é o maior exportador nacional em função da extração de petróleo e gás natural, o Rio de Janeiro é um importador de energia elétrica. A energia elétrica gerada pelas concessionárias no Estado já foi inferior a 50% da demanda. O cenário mudou a partir de 2000, com um salto na geração, como pode ser visto na Tabela 3 e na Figura 3. O início da operação da usina de Angra 2 em 14 de julho de 2000, contribuiu visivelmente para este crescimento, adicionando ao sistema 1350MW.

Tabela 3 – Geração e consumo de eletricidade no Estado do Rio de Janeiro – 1980-2002.

Ano	Geração	Consumo	Participação da geração no consumo (%)
1980	7.027	17.007	41,32
1981	6.960	17.210	40,44
1982	6.938	18.640	37,22
1983	8.202	20.392	40,22
1984	8459	21.616	39,13
1985	10.242	22.261	46,01
1986	9.495	23.844	39,82
1987	9.274	24.149	38,40
1988	8.667	24.568	35,28
1989	9.665	25.376	38,09
1990	8.862	25.824	34,32
1991	8.736	25.776	33,89
1992	8.811	26.012	33,87
1993	7.825	26.238	29,78
1994	7.041	26.781	26,29
1995	9.620	28.586	33,65
1996	11.884	29.492	40,16
1997	12799	32.277	39,65
1998	13.324	34.313	38,83
1999	16.222	35.213	46,07
2000	19.174	32.280	59,40
2001	27.393	28.869	94,89
2002	23.460	27.747	84,56

Fonte: Balanço Energético do Estado do Rio de Janeiro 1980-1999, SEINPE, 1999. Balanço Energético Nacional (BEN), 2003.

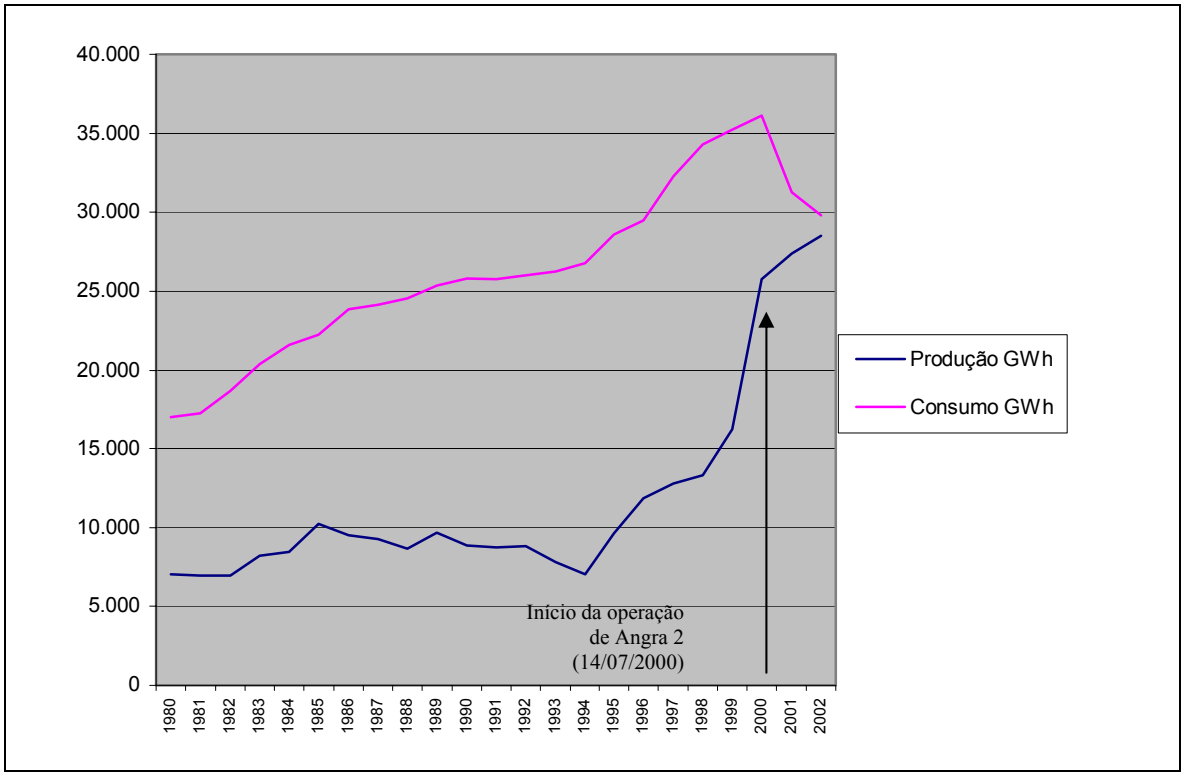


Figura 3 – Geração e consumo de energia no Estado do Rio de Janeiro - 1980-2002.
Fonte: Balanço Energético do Rio de Janeiro 1980-1999, SEINPE 1990; BEM, 2003.

O Rio de Janeiro é sensível às decisões sobre os investimentos no setor elétrico a serem realizados fora de suas divisas. O Estado situa-se em ponta-de-linha e fica, assim, extremamente vulnerável a contingências operacionais, ocorrentes no sistema elétrico interligado Sul/Sudeste/Centro-Oeste. São conhecidas as dificuldades enfrentadas pelo Rio de Janeiro devido a problemas recentes de queda e de desligamento de linhas de transmissão de energia elétrica.

A energia recebida no Estado é gerada em usinas situadas de 392 a 1.229 km de distância de sua principal subestação, Adrianópolis (Figura 4). Uma queda nas linhas de transmissão de energia provenientes da Usina Hidrelétrica de Itaipu pode deixar o Rio de Janeiro às escuras e paralisar suas atividades produtivas.

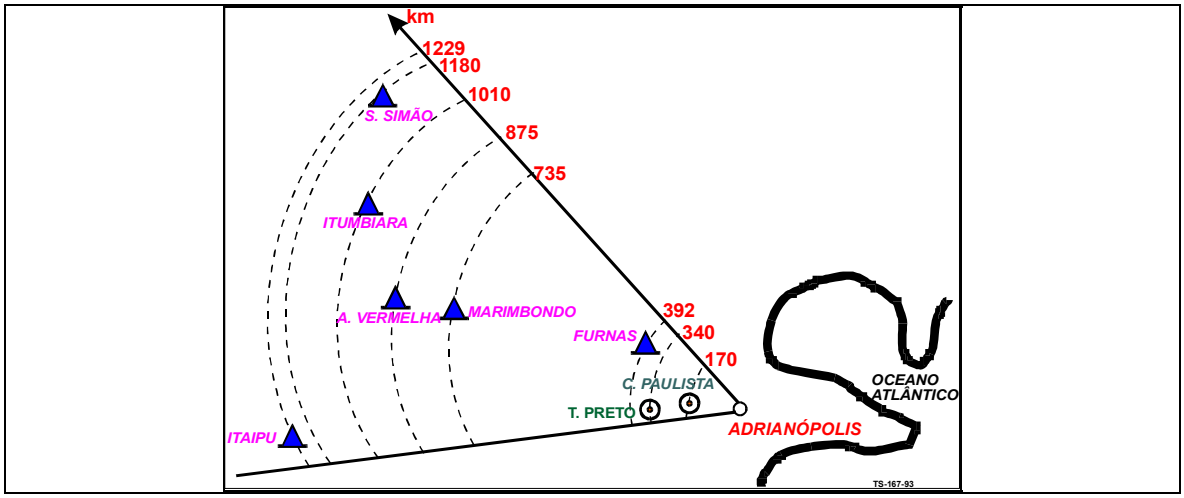


Figura 4 – Distância entre as usinas hidrelétricas e a subestação de Adrianópolis.
Fonte: Eletronuclear

As participações de Angra 1 e 2 na geração de energia no país, em 2003, foram de 1,2% e 3% respectivamente, enquanto as usinas termelétricas responderam por 7,2%, as hidrelétricas por 77,4% e a parte importada por 11,2% (Figura 5). Embora a participação da energia nuclear seja pequena em termos globais, deve ser considerado que ela provém de apenas duas usinas. Só Angra 2, que é a de maior capacidade instalada (1.350 MW_e), gerou 10.498,5 GWh em 2001 e, segundo a publicação *Nucleonics Week* (2002), foi a 16ª usina nuclear mais produtiva do mundo, tendo atingido mais de 32 milhões de MWh ao final de 2003.

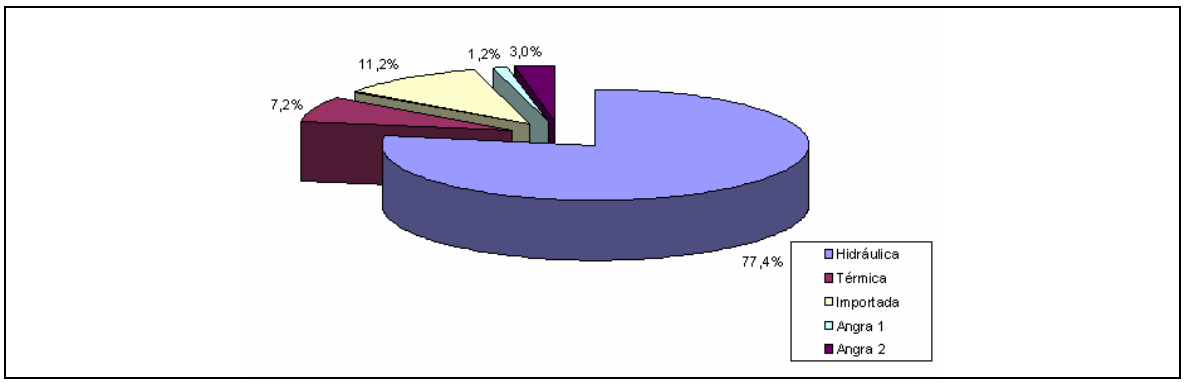


Figura 5 – Participação de Angra 1 e 2 na geração de energia.
Fonte: Eletrobrás, BEN/MME, agosto de 2004.

Angra 3 será uma usina praticamente idêntica a Angra 2 e sua entrada em operação não só resultará em um aumento substancial na base térmica do sistema Sudeste, como contribuirá para aumentar a confiabilidade operacional do sistema elétrico nacional e reduzir a dependência do Estado do Rio de Janeiro de suprimento externo.

A Tabela 4 mostra a matriz energética do Estado do Rio de Janeiro. Em destaque a participação da geração termonuclear, 29,35% sobre os 6.257,7 GW produzidos no Estado, representada pelas duas usinas em operação da CNAAA: Angra 1 e Angra 2. Hoje, dos empreendimentos voltados para a geração de energia em construção no Estado (Tabela 5), 99,63% são termelétricos.

Tabela 4 – Matriz energética do Estado do Rio de Janeiro – empreendimentos em operação.

Tipo	Quantidade	Potência (kW)	%
CGH	3	1.090	0,02
PCH	7	28.797	0,47
UHE	10	1.230.520	20,06
UTE	18	2.867.069	46,74
UTN	**2**	**2.007.000**	**32,07**
Total	40	6.257.726	100,00

Fonte: BIG – Banco de Informações de Geração, Aneel, dezembro de 2004.
Legenda: CGH – Central Geradora Hidrelétrica
PCH – Pequena Central Hidrelétrica
UHE – Usina Hidrelétrica
UTE – Usina Termelétrica
UTN – Usina Termonuclear

Tabela 5 – Empreendimentos em construção no Estado do Rio de Janeiro.

Tipo	Quantidade	Potência (kW)	%
PCH	2	6.220	1,20
UTE	2	1.647.000	99,63
Total	4	1.680.220	100,00

Fonte: BIG – Banco de Informações de Geração, Aneel, dezembro de 2004.
Legenda: PCH – Pequena Central Hidrelétrica
UTE – Usina Termelétrica

Se observarmos a matriz energética do Estado do Rio de Janeiro em um cenário futuro (com a construção e operação de Angra 3), apresentada na Tabela 6 abaixo, pode-se verificar que a participação da energia termonuclear passaria a ser de 36,63% sobre o total gerado.

Tabela 6 – Empreendimentos em operação no Estado do Rio de Janeiro - cenário futuro (*).

Tipo	Quantidade	Potência (kW)	%
CGH	3	1.090	0,01
PCH	9	35.017	0,38
UHE	10	1.230.520	13,43
UTE	20	4.541.069	49,55
UTN	**3**	**3.357.000**	**36,63**
Total	45	9.164.696	100,00

Fonte: BIG – Banco de Informações de Geração, Aneel, novembro de 2004.

Legenda: CGH – Central Geradora Hidrelétrica
PCH – Pequena Central Hidrelétrica
UHE – Usina Hidrelétrica
UTE – Usina Termelétrica
UTN – Usina Termonuclear
(*) o cenário futuro se refere às usinas já liberadas para construção pela Aneel em 2004.

A Tabela 7, elaborada com base em estimativas de demanda e oferta constantes do Plano Decenal de Expansão 2001-2010, mostra a participação da energia nuclear no atendimento à demanda de energia elétrica no Brasil e nas regiões Sudeste e Centro-Oeste em 2009, verificando-se que o conjunto das usinas da CNAAA será responsável por 4,7 % da oferta de energia elétrica no sistema interligado e por 8,3% nas regiões Sudeste e Centro-Oeste. A participação de Angra 3 será de 1,9% no sistema interligado e de 3,3% nas regiões Sudeste e Centro-Oeste.

Tabela 7 – Participação da energia nuclear na oferta e na demanda de energia elétrica – 2009.

Item/Sistema	Sistema interligado nacional	Regiões SE e CO
A. Demanda	498,0 TWh	281,9 TWh
B. Necessidade de oferta	572,7 TWh	324,2 TWh
C. Geração bruta de Angra 1, 2 e 3	26,9 TWh	26,9 TWh
D. Participação na oferta (C/B)	4,7%	8,3%
E. Geração bruta de Angra 3	10,8 TWh	10,8 TWh
F. Participação na oferta (E/B)	1,9%	3,3%
G. Geração líquida de Angra 1, 2 e 3	25,5 TWh	25,5 TWh
H. Participação na demanda (G/A)	5,1 %	9,0%

Item/Sistema	Sistema interligado nacional	Regiões SE e CO
I. Geração líquida de Angra 3	10,2 TWh	10,2 TWh
J. Participação na demanda (I/A)	2,0%	3,6%

Fonte: Plano Decenal de Expansão 2001-2010, CCPE.

2.2 HISTÓRICO

As atividades no setor de energia nuclear no Brasil tiveram início após a Segunda Guerra Mundial, com a realização de pesquisas básicas na área de enriquecimento de urânio. Após a criação, em 1951, do Conselho Nacional de Pesquisas (CNPq), começou a ser formulada a política nacional de energia nuclear.

Em 1956, a American and Foreign Power Co. (AMFORP), que até 1965 controlou diversas concessionárias de energia no Brasil, divulgou sua intenção, não concretizada, de instalar uma usina nuclear de pequeno porte (10 MW_e) perto da cidade de Cabo Frio, no Estado do Rio de Janeiro. Em outubro do mesmo ano, começou a ser divulgada a idéia de se implantar uma usina nuclear com potência de 150 a 200 MW_e, às margens do rio Mambucaba, no município de Parati, também no Estado do Rio de Janeiro. Em dezembro de 1959, foi criada a Superintendência do Projeto Mambucaba e um consórcio de empresas nacionais e estrangeiras foi encarregado de realizar estudos mais profundos; porém o projeto foi abandonado face a conjuntura econômica do país à época.

Em agosto de 1962, a Lei Federal Nº 4.118 delegou à CNEN a competência para projetar, construir e operar usinas nucleares no Brasil. Outros estudos foram realizados por organizações nacionais e de outros países até que, em 1967, o Governo Federal resolveu dinamizar o programa de energia nuclear por meio de um projeto integrado ao plano de expansão do parque gerador nacional. A CNEN foi transferida para a jurisdição do Ministério das Minas e Energia (MME), ao qual já era subordinada a Centrais Elétricas Brasileiras S.A. (Eletrobrás) e, em junho de 1967 foi constituído um grupo de trabalho integrado por representantes dessas três instituições, bem como do Conselho de Segurança Nacional, para estudar o assunto.

Em abril de 1968, como resultado do trabalho do grupo, a CNEN e a Eletrobrás assinaram um convênio, no qual foram estabelecidos os fundamentos para a implantação de um programa de geração de energia nuclear no país, com finalidades comerciais e integrada ao sistema elétrico existente, bem como definidas a competência e as atribuições de cada uma, ficando a Eletrobrás encarregada de projetar, construir e operar usinas nucleares no Brasil, diretamente ou através de suas subsidiárias.

Com base no Relatório Canambra, resultante de um estudo que envolveu o levantamento dos recursos energéticos da região centro-sul por consultoras canadenses, americanas e brasileiras, o grupo de trabalho recomendou um aumento da ordem de 500 MW_e

na energia térmica gerada na região, até meados da década de 70, utilizando energia nuclear, com duplo objetivo: complementar as necessidades regionais de energia elétrica e criar no país condições para o desenvolvimento de técnicas e a aquisição de experiência no campo da geração elétrica nuclear, para atender a futuras necessidades.

Entre abril e junho de 1968, a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA - *International Atomic Energy Agency*), atendendo à solicitação do Governo brasileiro, enviou ao Rio de Janeiro um grupo de especialistas norte-americanos, ingleses, canadenses e suecos que, em conjunto com engenheiros da CNEN e da Eletrobrás, elaborou o documento *Energia nuclear para a região centro-sul do Brasil*, conhecido como Relatório Lane (sobrenome do líder do grupo, James A. Lane). Esse documento forneceu as bases para a implantação da primeira usina nuclear no país e foi importante na definição dos passos seguintes do programa nuclear brasileiro.

Para implantar a usina, a Eletrobrás escolheu, em 1969, sua maior subsidiária, Furnas Centrais Elétricas S.A., responsável pela geração e transmissão de energia elétrica na região Sudeste e em parte da região Centro-Oeste. Nessa escolha, foram considerados o fato de o sistema elétrico de Furnas ter dimensões compatíveis com a potência instalada prevista para a usina – cerca de 600 MW_e – e a bem sucedida experiência da empresa na construção e operação de usinas hidrelétricas e termelétricas convencionais, além de seu pioneirismo nos sistemas de transmissão elétrica em alta e extra-alta tensões. Foi considerado também o fato de Furnas operar na região Sudeste, onde se situava a área escolhida para a implantação da usina, Itaorna, no município de Angra dos Reis, no Estado do Rio de Janeiro.

A seleção dessa área contou com a assessoria técnica das firmas norte-americanas *Nuclear Utility Services Corp*. (NUS) e *Weston Geophysical Research Inc*. e do professor George Virsch, do Departamento de Geociências da Universidade Cornell dos EUA, e tomou como base o documento "Escolha de locais para instalação de reatores de potência" da CNEN (1969).

O reator selecionado foi do tipo a água pressurizada (PWR), da empresa norte-americana Westinghouse Electric Corp. ,após concorrência internacional da qual participaram outros detentores da tecnologia PWR (*Combustion Engineering Co*. e *Kraftwerk Union* A.G., KWU), bem como detentores das tecnologias BWR (*boiling water reactor*, das empresas Asea e KWU) e SGHWR (*steam-generating heavy-water reactors*, da empresa *The Nuclear Power Group* Ltd., TNPG). A *Westinghouse* foi a empresa que previu a maior participação da indústria nacional no fornecimento de componentes e a usina, denominada Angra 1, foi construída entre março de 1972 e setembro de 1981, tendo entrado em operação comercial em janeiro de 1985.

O modelo de desenvolvimento do setor nuclear adotado na década de 70 apoiava-se na expectativa de crescimento da economia e da demanda de energia elétrica e em estimativas atraentes do custo da geração nuclear. Na época, a demanda de energia na região Sudeste, até 1990, estava estimada em cerca de 10.000 MW_e e não poderia ser atendida pelas fontes então disponíveis, uma vez que o potencial hidrelétrico identificado como economicamente

aproveitável seria totalmente utilizado até 1985 e a crise do petróleo, iniciada no final de 1973, inviabilizava a instalação de grandes usinas termelétricas a óleo. Nestas condições, o "*Plano de instalações necessárias ao atendimento das necessidades de energia elétrica das regiões Sudeste e Sul do Brasil*", conhecido como Plano 90, da Eletrobrás, que contemplava o período 1970-1990, estabelecia para o período 1980-1990 um mercado de seis a oito usinas nucleares de 1.200 MW_e, além de Angra 1.

A experiência de outros países na implantação de seus programas nucleares indicava claramente que era necessário estabelecer uma concepção global para a implantação da energia nuclear no Brasil sob a coordenação do Governo Federal. Por outro lado, havia - se concluído que a construção de usinas nucleares por intermédio de concorrências sucessivas, considerando em cada caso apenas o preço mais conveniente, a exemplo do ocorrido em Angra 1, levaria a uma multiplicidade de tipos de usina e tecnologia, que inviabilizaria o estabelecimento de uma infra-estrutura de engenharia e industrial que assimilasse todos eles.

Razões de ordem técnica, econômica e política indicavam a necessidade de se estabelecer um programa de implantação de usinas nucleares, numa dimensão e num ritmo que permitissem a transferência de tecnologia, a participação crescente da engenharia e da indústria nacional, e a implantação do ciclo do combustível nuclear. Os estudos realizados pela CNEN indicavam a importância de se fixar uma linha de reatores para o programa nuclear e enfatizavam as dificuldades e a inviabilidade técnico-econômica de se desenvolver, em tempo hábil, uma linha própria de reatores.

Assim, em junho de 1974, a Eletrobrás autorizou Furnas a construir uma segunda usina nuclear, Angra 2, ao lado de Angra 1, e, um ano depois, o Decreto Nº 75.870 autorizou a ampliação da CNAAA mediante a construção de uma terceira Unidade, Angra 3, tendo sido escolhido para as novas usinas o mesmo tipo de reator (PWR) selecionado para Angra 1. O complexo nuclear formado pelas três usinas recebeu, por intermédio de Lei Federal, o nome de Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - CNAAA, em homenagem ao pioneiro da energia nuclear no Brasil.

O programa nuclear concebido deveria atender o mercado identificado para as usinas nucleares e possibilitar a plena capacitação do país para projetar, construir e operar todas as instalações que compõem o denominado ciclo do combustível nuclear. Para tanto, o Governo Federal buscou parceria com os EUA e a França - que estabeleceram barreiras ao acesso do Brasil à tecnologia de enriquecimento de urânio - e com a então República Federal da Alemanha, que ofereceu condições mais condizentes com as pretensões brasileiras.

Em 27 de junho de 1975, o Brasil e a Alemanha assinaram o *Acordo de cooperação no campo dos usos pacíficos da energia nuclear*, conhecido como Acordo Nuclear Brasil-Alemanha, e um protocolo de cooperação industrial, que estabelecia as medidas destinadas à sua implementação. O acordo previa a construção de oito usinas nucleares e a transferência de toda a tecnologia necessária ao desenvolvimento do setor, mediante o aumento progressivo da participação da engenharia e da indústria nacionais na construção e na operação das usinas.

Entre 1972 e 1974, as atividades industriais do setor nuclear foram desenvolvidas pela Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear (CBTN), empresa subsidiária da CNEN, criada em 1972 para equacionar a implantação da energia nuclear com uma base industrial nacional. Em dezembro de 1974, a Lei Federal Nº 6.189 transferiu a atividade para a Empresas Nucleares do Brasil S.A. (Nuclebrás), criada como *holding* de um grupo de empresas responsáveis pela implantação do programa nuclear e contando com o acordo Brasil-Alemanha para assegurar a transferência de tecnologia do ciclo do combustível nuclear, da construção e da operação de usinas.

Ao sistema Nuclebrás foi conferido praticamente o monopólio da pesquisa mineral, da mineração, do beneficiamento e da metalurgia do urânio, inclusive da etapa crítica do enriquecimento, ou seja, da implantação do ciclo completo do combustível nuclear, bem como do planejamento, do projeto e da fabricação de usinas nucleares, padronizadas com reatores do tipo PWR e com a utilização de urânio levemente enriquecido como combustível. As atividades relacionadas à indústria de equipamentos nucleares também foram atribuídas ao sistema Nuclebrás.

Em julho de 1976, no âmbito do Acordo Nuclear Brasil-Alemanha, Furnas comprou os componentes importados das usinas Angra 2 e 3 da empresa alemã Kraftwerk Union (KWU), subsidiária da Siemens A.G. A KWU ficou com a responsabilidade técnica global do empreendimento, incluindo o estabelecimento dos critérios de projeto, o desenvolvimento dos projetos básico e detalhado dos sistemas do ciclo primário, a revisão dos serviços de projeto, o fornecimento dos equipamentos importados, a supervisão da montagem, o comissionamento das usinas e a garantia de desempenho dos equipamentos e das usinas como um todo. Do lado nacional, coube a então Nuclebrás Engenharia S.A. - Nuclen, criada em dezembro de 1975 como parte do sistema Nuclebrás, o detalhamento do projeto básico sob a supervisão da KWU, a fiscalização da construção e da montagem das usinas, a responsabilidade pela assistência técnica à engenharia e à indústria brasileiras para a absorção de tecnologia e o gerenciamento da aquisição dos equipamentos nacionais. O cronograma original previa a entrada em operação comercial de Angra 2 em maio de 1983, e de Angra 3, em dezembro de 1984.

De 1974 a 1981, quando Furnas era responsável pelo gerenciamento do empreendimento e pela provisão de recursos em moeda nacional para a construção, o cronograma de Angra 2 sofreu um atraso significativo, devido a problemas surgidos durante a execução das fundações do prédio do reator, que exigiram o reforço do estaqueamento inicialmente projetado, após um longo período de estudos e discussões técnicas com a CNEN.

Em outubro de 1980, o Decreto-Lei Nº 1.810 e o Decreto Nº 85.290 atribuíram à Nuclebrás a responsabilidade pela construção e a montagem das usinas relacionadas ao acordo Brasil-Alemanha, sendo então criada a Nuclebrás Construtora de Centrais Nucleares S.A. – Nucon, que assumiu, em julho de 1981, a responsabilidade pela construção de Angra 2 e 3. Furnas receberia as usinas prontas para operar em contrato do tipo *turn-key* e a entrada

em operação ocorreria em junho de 1987, no caso de Angra 2, e em dezembro de 1988, no de Angra 3.

A partir de 1983, as reduções nas dotações orçamentárias, a não concretização da demanda de energia elétrica na quantidade prevista, o aumento do potencial hidrelétrico conhecido, os problemas ocorridos no início da operação de Angra 1 e a reformulação dos programas de pesquisa e desenvolvimento, acarretaram a desaceleração progressiva do ritmo de implantação das usinas. De 1986 em diante, os recursos passaram a cobrir pouco mais do que os custos fixos de manutenção da infra-estrutura implantada e dos equipamentos adquiridos, impossibilitando qualquer avanço na construção.

Em outubro de 1988, por intermédio do Decreto-Lei Nº 2.464, ratificado em 1989 pela Lei Nº 7.862, o Governo Federal reformulou o setor nuclear com base nas recomendações de um grupo de trabalho interministerial, coordenado pela Secretaria Geral do Conselho de Segurança Nacional e integrado por representantes da Seplan e dos ministérios das Minas e Energia e da Fazenda, com o objetivo de estabelecer as condições necessárias à viabilização da conclusão de Angra 2 e 3. Assim, a Nuclebrás foi extinta, as atividades de elaboração de projeto e de construção de usinas nucleares, assim como o treinamento de operadores, foram transferidas para o setor elétrico; a Nuclen teve sua razão social alterada para Nuclen Engenharia e Serviços S.A. e o simulador para treinamento de operadores foi transferido para Furnas, que reassumiu a construção e a montagem de Angra 2 e 3.

Em dezembro de 1989, o Artigo 3º da Lei Federal nº 7.915 consignou dotação no orçamento geral da União para complementar os recursos necessários à conclusão das usinas, porém os recursos não foram liberados, razão pela qual as atividades de construção, custeadas exclusivamente com recursos de Furnas, foram reduzidas ao mínimo.

Em 1991, com a aprovação da exposição de motivos 189/91, do então Ministério da Infra-Estrutura, que dispunha sobre o estabelecimento de uma política nacional de energia, o Governo Federal decidiu concluir Angra 2 e interromper a construção de Angra 3. Durante a elaboração do projeto foram criadas várias comissões para analisar o andamento e rever a viabilidade do empreendimento, tendo todas recomendado o prosseguimento das obras.

Ao longo de 1992, seguindo a orientação do Governo Federal, Furnas se empenhou para levantar os recursos necessários à conclusão de Angra 2. Os resultados e as ações propostas para viabilizar a conclusão do empreendimento foram incluídos na exposição de motivos interministerial 071/92, aprovada pelo Governo em 1993.

Em maio de 1995, o Governo Federal, tendo decidido privatizar o setor elétrico, incluiu Furnas no Programa Nacional de Desestatização (PND), pelo Decreto Nº 1.503. Entretanto, o Artigo 3º do Decreto Nº 1.204, de julho de 1994, havia excluído do programa as empresas públicas e as sociedades de economia mista que exercessem atividade de competência exclusiva da União, e, de acordo com o Artigo 177 da Constituição Federal, o inciso V desse artigo considerava como monopólio da União "a pesquisa, a lavra, o

enriquecimento, o reprocessamento, a industrialização e o comércio de minérios e minerais nucleares e seus derivados".

Para que Furnas pudesse ser privatizada, a CNAAA, complexo formado pelas três usinas nucleares, teria de sair de seu controle, o que levou o Governo Federal a determinar, por intermédio da Eletrobrás, que fosse feita a cisão dos ativos e passivos de Furnas referentes à CNAAA e que os mesmos fossem incorporados à Nuclen, ao amparo do Artigo 26 da Lei Nº 9.074, de julho de 1995. O processo foi concluído em maio de 1997, com a realização de assembléias gerais extraordinárias por Furnas e Nuclen, para aprovação da cisão e da incorporação, e com a autorização da constituição da nova organização por decreto presidencial. Em dezembro de 1997, outro decreto presidencial aprovou as alterações no estatuto social da Nuclen e sua nova razão social, que passou a ser Eletrobrás Termonuclear S.A. – Eletronuclear.

Em princípios de 1997, a Eletronuclear (àquela época Nuclen) iniciou a elaboração de um Estudo de Reavaliação de Angra 3, que tinha por objetivo principal a verificação da possibilidade de redução do custo de geração da usina, através de racionalizações e/ou otimizações que poderiam ser introduzidas no projeto, nas especificações, nos métodos de trabalho e em outros procedimentos e documentos técnicos.

Em março de 1998, como resultado intermediário deste Estudo de Reavaliação, a Eletronuclear submeteu à Eletrobrás e às autoridades superiores um Estudo Preliminar de Viabilidade de Angra 3 que era fruto destas avaliações internas, visando prioritariamente, a redução de todos os custos envolvidos no empreendimento. Neste Estudo Preliminar também se comparou Angra 3 com seus possíveis competidores, levando-se em conta o contexto do mercado em que as novas usinas deveriam inserir-se.

Este documento demonstrou também que seria possível obter uma redução nos custos de geração até então divulgados, como conseqüência de racionalizações de projeto e de otimizações organizacionais passíveis de serem implementadas no projeto.

Em fins de 1998, a Eletrobrás contratou a empresa Iberdrola (geradora espanhola com ampla experiência na área nuclear) e a *Electricité de France* (EDF) para realizar avaliações independentes do Estudo de Viabilidade submetido pela Eletronuclear e para fornecer pareceres independentes sobre os diversos aspectos envolvidos em empreendimentos desta natureza. Os estudos de ambas consultoras sinalizaram no sentido de que Angra 3 é uma usina viável dentro das condições especificadas de rentabilidade.

No final de 1999, a Eletronuclear decidiu promover uma reavaliação do estudo de viabilidade de Angra 3 e das auditorias independentes realizadas pela *Electricité de France* (EDF) e a Iberdrola, contidas nos documentos *Technical economic feasibility study for the completion of Angra 3 Nuclear Plant* e *Central Nuclear 3 - Estudio de Viabilidad*, respectivamente. A reavaliação, envolvendo a participação de uma instituição internacional independente de reconhecida competência técnica, tinha como objetivos verificar a conveniência da retomada da implantação do empreendimento e dar transparência à sua

competitividade frente a outras fontes de energia. O trabalho foi feito pelo *Electric Power Research Institute* (EPRI), em associação com o *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL), e os resultados, constantes do relatório *A brief review of prior assessments of the cost to complete Angra 3*, emitido em junho de 2001, ratificaram as conclusões dos três documentos analisados.

Em junho de 2000, paralelamente à reavaliação, o Decreto Nº 3.520 estruturou o Conselho Nacional de Política Energética (CNPE), que havia sido criado em agosto de 1997 pela Lei Nº 9.478, tendo como objetivos promover o aproveitamento racional dos recursos energéticos do país e estabelecer as diretrizes para programas específicos, entre os quais os relacionados à energia nuclear.

Em sua segunda reunião ordinária, realizada em dezembro de 2000, o CNPE analisou aspectos estratégicos, tecnológicos, socioambientais, operacionais e de mercado relacionados a Angra 3, enfocando o empreendimento isoladamente e sua contribuição para a diversificação da matriz energética do país; seu impacto sobre o sistema de suprimento de energia elétrica ao Estado do Rio de Janeiro e seu efeito na estimulação do setor nuclear como um todo e na otimização dos custos da Eletronuclear, tendo decidido que seriam levantados os seguintes dados para orientar os conselheiros, quanto às recomendações acerca de Angra 3 a serem encaminhadas ao Presidente da República:

- histórico da introdução da energia nuclear no Brasil;
- legislação e obtenção de licenças no setor nuclear;
- situação da geração termonuclear, incluindo a produção de Angra 1 e os problemas ocorridos no início de sua operação, bem como a construção e a entrada em operação de Angra 2;
- aspectos elétricos e energéticos relativos ao suprimento dos Estados do Rio de Janeiro e do Espírito Santo;
- tecnologia dos reatores brasileiros, incluindo o ciclo do combustível nuclear;
- aspectos estratégicos do parque nuclear nacional;
- aspectos socioambientais da geração de energia nuclear, incluindo a conservação ambiental, a produção e o acondicionamento de rejeitos radioativos, a implantação do plano de emergência, a inserção regional dos empreendimentos, a geração de empregos e a aceitação pública;
- experiência internacional da indústria nuclear em termos de participação na produção de eletricidade, comparativamente com outras fontes e programas em desenvolvimento;
- tendências da energia nuclear no mundo e em regiões específicas;

- situação de Angra 3 em termos de evolução do projeto, progresso físico, necessidade de recursos para sua conclusão, custos de produção e condições de comercialização da energia produzida.

Em junho de 2001, após a análise desses dados, os membros do CNPE solicitaram, de comum acordo com a Secretaria Nacional de Energia (SNE), informações complementares sobre:

- A importância de Angra 3, em termos de acréscimo na produção de energia e na receita da Eletronuclear;
- A indústria do ciclo do combustível nuclear, considerando a racionalização no uso da capacidade instalada na Indústrias Nucleares do Brasil (INB) e a implantação em suas instalações da unidade de enriquecimento isotópico, com tecnologia desenvolvida pela Marinha do Brasil;
- A situação atual do projeto e os equipamentos já entregues, explicitando sua atualidade, a conservação e o uso da mesma tecnologia em outros países;
- A confiabilidade do cronograma quanto à sua viabilidade em comparação com empreendimentos similares implantados no exterior e com Angra 2;
- A confiabilidade do orçamento em comparação com o de Angra 2 e com a avaliação de entidades externas (Iberdrola, EDF, GEPEA-USP, EPRI/ORNL);
- A competitividade econômica com as opções disponíveis para o aumento da oferta de energia (usinas hidrelétricas licitadas em 2001 pela Agência Nacional de Energia Elétrica - Aneel, e usinas termelétricas a gás natural em implantação no âmbito do Programa Prioritário de Termelétricas – PPT);
- Os recursos financeiros para a conclusão de Angra 3 segundo hipóteses de modelagem, contemplando *supplier's credit*, recursos próprios e financiamentos ao proprietário;
- O passivo contratual existente, relacionando contratos assinados, suas características e renegociações necessárias;
- O armazenamento de rejeitos radioativos, legislação correlata e solução definitiva para a disposição dos rejeitos de médio e baixo níveis de atividade;
- As perspectivas da geração de energia nuclear no Brasil após a conclusão de Angra 3 e a responsabilidade do Ministério de Ciência e Tecnologia na definição da política nacional de energia nuclear.

Em agosto de 2001, na segunda reunião ordinária do CNPE, foram submetidas à aprovação três propostas para a retomada da construção de Angra 3. A primeira propunha o estabelecimento de uma moratória para novos investimentos em reatores nucleares, incluindo Angra 3, até que outro caminho fosse definido por uma política nacional de geração de energia elétrica de origem nuclear de longo prazo.

A segunda propunha autorizar a Eletronuclear a revisar o orçamento para a conclusão de Angra 3 com o acompanhamento de entidade independente; dar continuidade aos processos de licenciamento ambiental e nuclear; promover as negociações necessárias ao equacionamento econômico, financeiro e orçamentário, bem como do passivo contratual; e realizar os trabalhos preliminares necessários ao início das obras civis, como drenagem, limpeza do terreno e recomposição do canteiro de obras, subordinando a assinatura de quaisquer contratos à aprovação prévia dos ministérios da Fazenda, do Planejamento e das Minas e Energia, bem como à definição, pela CNEN, de solução para a disposição dos rejeitos radioativos até a entrada em operação comercial do empreendimento.

A terceira proposta era idêntica à anterior, porém propunha vincular a assinatura dos contratos a uma nova autorização do CNPE, cerca de um ano depois.

A escolha da proposta a ser adotada foi adiada por solicitação do Ministério do Meio Ambiente, que pediu tempo para a análise do material e promoveu apresentações e debates sobre o empreendimento com a comunidade acadêmica, organizações não governamentais e Federação das Indústrias de São Paulo (Fiesp) e do Rio de Janeiro (Firjan). Em seguida, convocou uma reunião do Conselho Nacional do Meio Ambiente (Conama), realizada em 14 de novembro de 2001, para consolidar seu posicionamento ante o CNPE.

Em dezembro de 2001, na quarta reunião ordinária do CNPE, a retomada da implantação de Angra 3 foi aprovada pela Resolução Nº 5, desde que tivessem ocorrido previamente os seguintes eventos: aprovação, pelos ministérios da Fazenda, do Planejamento, Orçamento e Gestão e das Minas e Energia, de proposta da Eletronuclear para o equacionamento econômico, financeiro e orçamentário para a conclusão de Angra 3; aprovação, pelo Ministério do Meio Ambiente, de proposta da Eletronuclear para o equacionamento ambiental de Angra 3, levando em conta a Moção 031 aprovada na 32ª Reunião Extraordinária do Conama; e definição pela CNEN de solução para o armazenamento dos rejeitos de baixo e médio níveis de radioatividade, a ser implementada até a entrada da usina em operação comercial.

Na mesma Resolução, foi concedida autorização à Eletronuclear para revisar o orçamento para a conclusão de Angra 3, com o acompanhamento de entidade independente; para retomar os processos de licenciamento nuclear e ambiental; para negociar o equacionamento do passivo contratual; para negociar o equacionamento econômico, financeiro, orçamentário e ambiental do empreendimento, incluindo os financiamentos necessários e um tratamento específico para o fundo de descomissionamento; para executar a drenagem, a limpeza da área e a recomposição do canteiro de obras; e para realizar estudos comparativos de custos de geração por Angra 3 e outras fontes de energia.

Ficou decidido ainda que, após a conclusão de Angra 3, a implantação de novas usinas nucleares ficaria condicionada à avaliação do uso de tecnologia nuclear para a geração de energia, a ser feita por um grupo de estudos formado e integrado por representantes de universidades, instituições de pesquisa, entidades empresariais e representantes dos ministérios das Minas e Energia, do Meio Ambiente e do Desenvolvimento, Indústria e

Comércio Exterior, sob a coordenação do Ministério de Ciência e Tecnologia e custeada pela Eletronuclear. A empresa deveria se estruturar como uma prestadora de serviços na área nuclear, preservando o conhecimento existente por meio de um programa específico, e o Ministério de Minas e Energia criaria um grupo de acompanhamento das ações da Eletronuclear, relacionadas às questões abordadas na Resolução, formado por um representante de cada ministério componente do CNPE, pelo presidente da Eletronuclear e por um membro da sociedade civil indicado pelo Ministério das Minas e Energia.

Ao longo de 2001, as atividades de engenharia relacionadas à implantação de Angra 3 concentraram-se no desenvolvimento de estudos técnicos, na revisão de documentos do projeto básico e na elaboração do projeto executivo.

Em 2002, foram desenvolvidas as seguintes atividades:

- estabelecimento e implementação das ações para os equacionamentos econômico-financeiro, ambiental e da disposição de rejeitos do empreendimento, consubstanciadas no documento "Angra 3 - Plano de atendimento às exigências e expectativas do CNPE e Conama para a retomada do empreendimento";
- contratação da Fundação Getúlio Vargas (FGV) e da Belgatom para a avaliação comercial dos contratos de fornecimento nacionais firmados, visando sua renegociação, e para a definição da forma e das condições de aquisição dos demais suprimentos;
- contratação da Fundação de Apoio à Universidade de São Paulo (Fusp) para a elaboração de estudo dos impactos da entrada em operação de Angra 3 quanto aos aspectos relacionados à inserção elétrica e energética;
- contratação da Fundação Coppetec, da UFRJ, para a elaboração de estudo comparativo de custos de geração nuclear e de outras fontes de energia elétrica;
- conclusão do estudo de orçamento e das condições gerais do projeto, elaborado pela Fusp;
- contratação de instituições científicas e universitárias para a elaboração da caracterização e do diagnóstico dos meios físico, biótico e socioeconômico das áreas de influência direta e indireta do empreendimento, bem como de empresa para integrar esses estudos de forma a compor o EIA e o Rima de Angra 3;
- renegociação do contrato com a Andrade Gutierrez para a execução das obras civis;
- assinatura de termo de cooperação entre a Eletronuclear e a CNEN para o equacionamento da disposição definitiva dos rejeitos radioativos.
- contratação da Fundação de Apoio a Universidade de São Paulo – Fusp, para elaboração de um relatório com a análise independente dos investimentos necessários e do cronograma para implantação da usina termonuclear Angra 3,

com vistas a subsidiar a tomada de decisão pelo CNPE, em cumprimento a decisão constante da Resolução Nº 5, da reunião de 05 de dezembro de 2001, sobre a construção dessa usina, no sentido de "revisar o orçamento para concluir Angra 3 com a realização de um acompanhamento independente", englobando: a) avaliação do planejamento físico e orçamentário da construção de Angra 3 em termos de prazos e custos, com ênfase na transparência da estimativa dos custos remanescentes para completar o empreendimento; b) análise das modificações cogitadas pela Eletronuclear para Angra 3 em relação a Angra 2; c) análise dos custos das obrigações e compromissos ao manter paralisada a construção de Angra 3 e d) análise dos custos decorrentes, caso a decisão venha a ser a de não construir a usina.

Em julho de 2002, a Portaria do MME - Ministério de Minas e Energia Nº 131 cria o Grupo de Trabalho com o objetivo de acompanhar as ações da Eletronuclear, relativas à retomada de Angra 3, conforme disposto no art. 5º da Resolução CNPE Nº 5. Em setembro do mesmo ano, pela Resolução CNPE Nº 8, considerando as conclusões do relatório apresentado pelo CNPE através do Grupo de Acompanhamento das ações da Eletronuclear, considerando a disposição da Eletrobrás de garantir o financiamento do empreendimento, considerando a Moção do Conama Nº 031 de novembro de 2001, considerando os trabalhos relacionados ao empreendimento Angra 3 e considerando o Plano Decenal de expansão do Sistema Elétrico 2002 – 2011 delibera que a Eletronuclear deva adotar medidas para a retomada de Angra 3, tais como: (art. 4º) proposta de financiamento para a construção de Angra 3, bem como para a amortização da dívida nos primeiros anos de operação.

Em julho de 2003, pela Resolução Nº 7, o CNPE resolve constituir um Grupo de Trabalho para analisar o contexto e as implicações técnicas, ambientais, sociais e econômicas relativas ao empreendimento Angra 3 e extingüe o Grupo de Acompanhamento das ações da Eletronuclear que havia sido criado pelo art. 5º da Resolução Nº 5.

Pela Portaria de 18 de maio de 2004, a Ministra de Estado de Minas e Energia designa, nos termos do art. 2º da Resolução Nº 7, um Grupo de Trabalho composto pelos representantes dos Ministérios: de Minas e Energia, do Planejamento, Orçamento e Gestão, da Ciência e da Tecnologia e do Meio Ambiente, para analisar o empreendimento Angra 3, no prazo de 180 dias, a contar da data de publicação da Portaria.

2.3 JUSTIFICATIVAS

A energia elétrica pode ser gerada a partir de fontes renováveis e não renováveis. As fontes renováveis são a água, o sol, o vento, o mar e a madeira, utilizados para a geração de energia hidrelétrica, eólica, das marés e geotérmica. As não renováveis são o carvão mineral, o gás natural, os derivados de petróleo e o urânio, empregados na geração térmica de energia elétrica.

2.3.1 Justificativas Técnicas

Das usinas que utilizam fontes renováveis, as hidrelétricas são a única opção viável técnica e economicamente para a geração de grandes blocos de energia elétrica firme. As demais, em que pese a possibilidade de seu emprego para o atendimento a pequenas demandas em regiões que possuam condições naturais adequadas, não são uma opção garantida de produção contínua de energia elétrica. A luz solar e os ventos são intermitentes, exigindo nas usinas uma capacidade extra de acumulação de energia, para que o fornecimento seja confiável. Por sua vez a biomassa requer uma área de extensão considerável (400.000 ha para cada 1.000 MWe gerados) para o plantio de árvores. A geração de energia a partir das marés ainda não dispõe de tecnologia suficientemente desenvolvida.

Das usinas que utilizam fontes não renováveis, as opções óbvias no caso do Brasil são as usinas nucleares e a gás natural, tendo em vista as limitações das reservas nacionais dos outros combustíveis fósseis e a existência de reservas significativas, além de comprovadas, de gás natural e de urânio.

A fonte térmica para a geração de energia elétrica nas usinas nucleares é o urânio, sendo que os reatores tanto podem utilizar nêutrons térmicos, de baixa energia cinética, quanto nêutrons rápidos, de alta energia.

Os reatores nucleares térmicos (que funcionam com os nêutrons térmicos) são os mais comuns, e são classificados segundo os materiais utilizados como combustível, para a sua refrigeração e como moderador de nêutrons. Podem ser divididos em três grandes linhas conceituais:

- reatores a água leve (*Light-Water Reactors* – LWR);
- reatores a água pesada pressurizada (*Pressurized Heavy-Water Reactors* – PHWR); e
- reatores a gás (*Gas-Reactors* – GR).

Os reatores nucleares térmicos subdividem-se conforme a Tabela 8 a seguir.

Tabela 8 - Tipos de reatores nucleares térmicos e suas subdivisões.

Reatores	Subdivisões
Reatores a água leve (*Light-Water Reactors* – **LWR**)	Reatores a água pressurizada (*Pressurized Water Reactors* – **PWR**)
	Reatores a água fervente (*Boiling Water Reactors* – **BWR**)
	Reatores a água leve e grafite (*Light-Water Graphite Reactors* – **LWGR**)
Reatores a água pesada pressurizada (*Pressurized Heavy-Water Reactors* – **PHWR**)	-
Reatores a gás (*Gas Reactors* – **GR**)	Reatores refrigerados a gás (*Gas-Cooled Reactors* – **GCR**)
	Reatores avançados refrigerados a gás (*Advanced-Gas-Cooled Reactors* – **AGR**)
	Reatores refrigerados a gás de alta temperatura (*High-Temperature-Gas-Cooled Reactors* – **HTGR**)

Fonte: Eletronuclear.

Os reatores nucleares rápidos (que funcionam com nêutrons rápidos) atualmente em uso são conhecidos como reatores rápidos regeneradores (*Fast-Breeder Reactors* – **FBR**).

Para as usinas integrantes da CNAAA, foram escolhidos reatores do tipo PWR, que utilizam urânio enriquecido e água leve como refrigerante / moderador. Esses reatores foram desenvolvidos nos Estados Unidos e o primeiro exemplar fabricado foi instalado no submarino nuclear *Nautilus*, da Marinha americana, lançado ao mar em 1955. Destinado à propulsão da embarcação, esse primeiro reator, projetado e construído pela *Westinghouse*, foi adaptado pela empresa para a geração de energia elétrica e instalado na usina de *Shippingport* (60 MW_e de potência instalada), que entrou em operação em 1957.

A tecnologia dos reatores tipo BWR foi desenvolvida, também nos Estados Unidos, pela General Electric Co. (GE), e a primeira usina nuclear a utilizá-los foi Dresden 1 (220 MW_e de potência instalada), que entrou em operação em 1960.

Nas décadas de 60 e 70, vários reatores dos tipos PWR e BWR foram instalados em usinas americanas e exportados para outros países. Além da Westinghouse, dois outros fabricantes americanos entraram no mercado de reatores PWR, a Babcock & Wilcox Co. e a Combustion Engineering Co. Neste período, a Westinghouse transferiu a tecnologia de construção dos reatores PWR para a empresa alemã Siemens, que introduziu melhorias, sobretudo na parte de instrumentação e controle, por intermédio da Siemens Kraftwerk Union

AG (KWU), bem como para a francesa Framatome e a japonesa Mitsubishi Heavy Industry Ltd. (MHI). A GE associou-se à empresa alemã AEG, à sueca Asea-Atom e às japonesas Toshiba Corp. e Hitashi Ltd. para a construção de usinas BWR.

Na década de 50, a então União Soviética iniciou estudos visando a fabricação de reatores nucleares, e desenvolveu simultaneamente duas tecnologias, a dos reatores do tipo VVER, equivalentes aos reatores americanos PWR, e a dos reatores a urânio enriquecido resfriados a água leve e moderados a grafite, do tipo LWGR ou RBMK.

Segundo dados da *International Atomic Energy Agency (IAEA)*, das 439 usinas nucleares em operação no mundo em 2003, totalizando uma capacidade instalada líquida de 364,61 GW_e (bruta de 387 GW_e), 80,87% utilizavam reatores resfriados e moderados a água leve comum dos tipos PWR, BWR ou VVER (versão soviética para o PWR). Os reatores PWR são utilizados em 27 países e compreendem 60,59% dos reatores instalados no mundo (Figura 6), considerando-se os VVER.

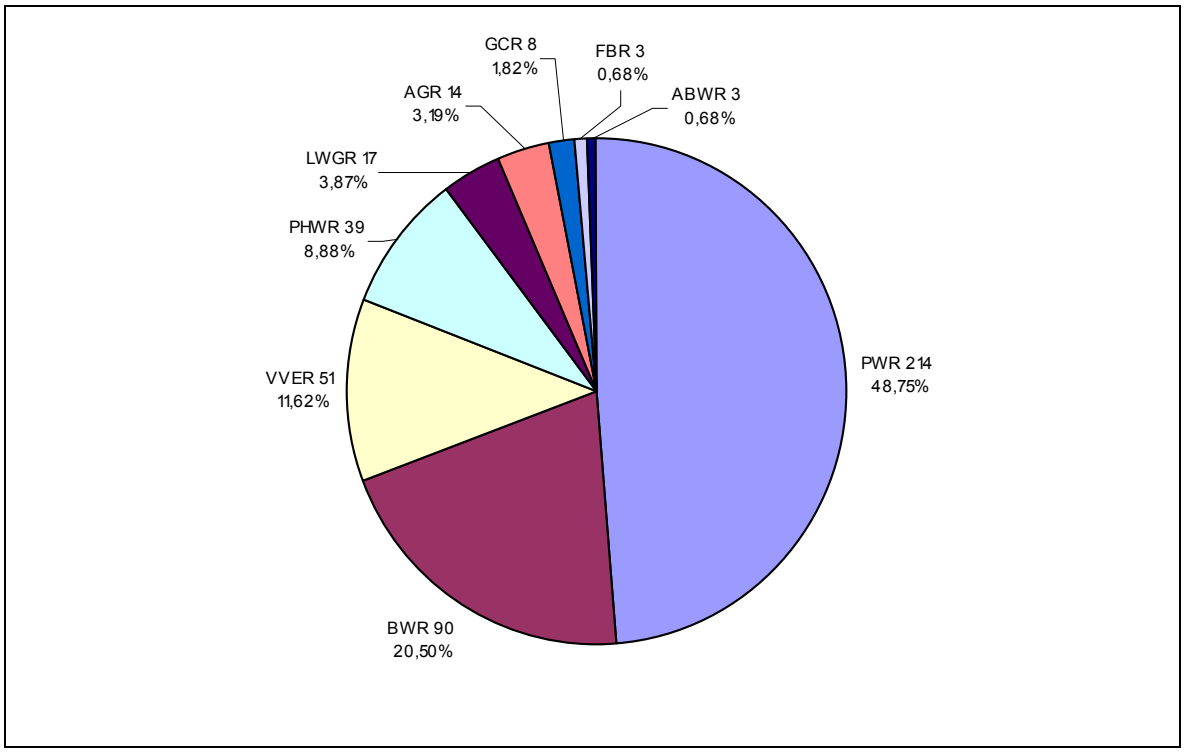


Figura 6 – Usinas nucleares em operação (de um total de 439) em 2003.
Fonte: IAEA, agosto de 2004.
Nota: VVER é a versão soviética do PWR.

Em termos de capacidade instalada líquida, do total de 364,61 GWe em operação em 2003, os reatores resfriados e moderados a água leve representam 86,77% do total em operação, sendo 65,37% do tipo PWR (Figura 7), considerando-se os VVER. Das 59 usinas

nucleares em operação na França, 58 dispõem de reator do tipo PWR, sendo que nesse país a energia nuclear responde por aproximadamente 76% da energia produzida.

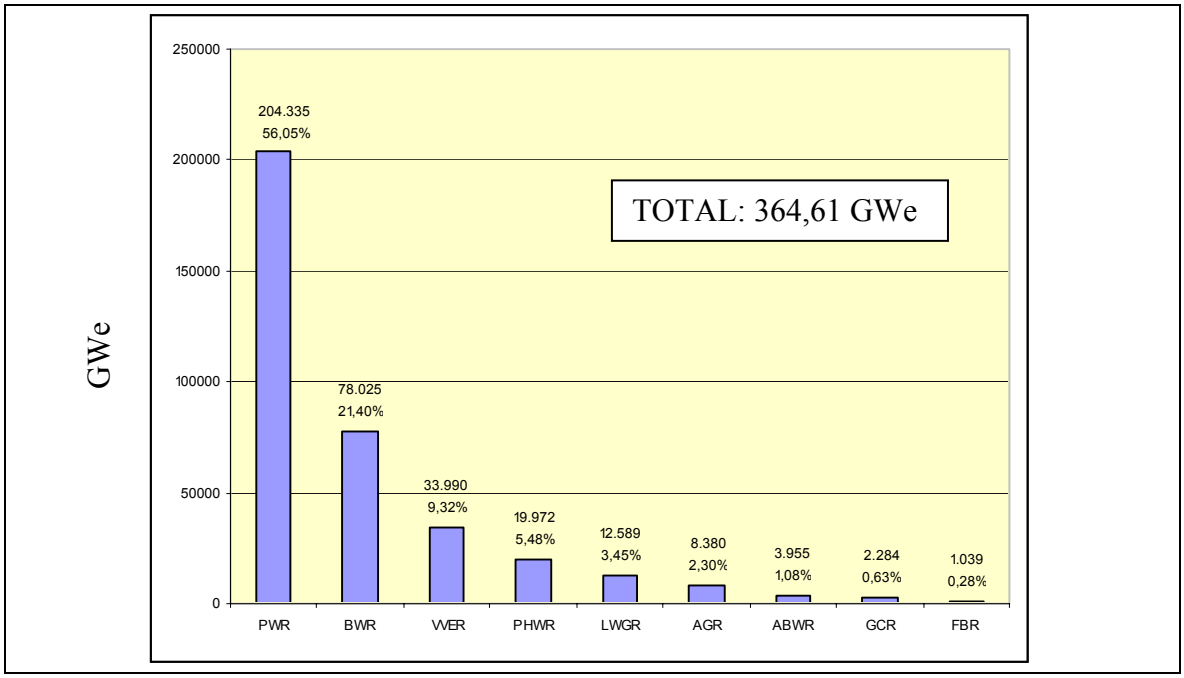


Figura 7 – Capacidade instalada líquida (em MWe) por tipo de usina em operação em 2003.
Fonte: IAEA, agosto de 2004.

Das 25 usinas nucleares em construção em agosto de 2004, 56% serão equipadas com reatores PWR e 28%, com reatores VVER (Tabela 9).

Tabela 9 - Usinas nucleares em construção – 2004.

País	Quantidade	Tipo (*)
Argentina	1	PHWR
China	2	PWR
Coréia do Norte	1	PWR
Finlândia	1	EPR (PWR)
Índia	6	PHWR
	2	VVER
Irã	2	PWR
Japão	1	ABWR
	1	BWR

País	Quantidade	Tipo (*)
Coréia do Sul	1	PWR
Romênia	1	PHWR
Rússia	2	VVER
	1	LWGR
Ucrânia	3	VVER
Total	25	

(*) ABWR: reator avançado a água fervente refrigerado e moderado a água leve
PHWR: reator pressurizado moderado e refrigerado a água pesada
PWR: reator pressurizado moderado e refrigerado a água leve
BWR: reator a água fervente refrigerado e moderado a água leve
VVER: reator pressurizado refrigerado e moderado a água leve (versão soviética do PWR)
LWGR: reator resfriado a água leve e moderado a grafite
Fonte: AIEA, agosto de 2004.

Nos Estados Unidos, país detentor do maior parque gerador de energia nuclear do mundo, atualmente com 104 usinas em operação e 98.298 MW_e de potência instalada em 2003, foi estabelecido um conjunto de ações destinadas a fortalecer a geração de energia nuclear, que inclui a ampliação em cerca de 20 anos da vida útil das unidades em operação, o desenvolvimento de reatores mais econômicos, seguros e não poluidores e o estabelecimento de Yuka Mountain como local de disposição definitiva dos rejeitos radioativos de alta atividade, provenientes de todas as atividades nucleares do país (militares, energéticas, industriais e de saúde). Até setembro de 2004, 26 usinas já haviam tido aprovação para ampliação de suas vidas úteis, somando-se assim 22.795 MW de potência, e outras 19 usinas aguardavam a liberação pelo órgão regulador americano *Nuclear Regulatory Commission* – NRC (ver Tabela 10).

Tabela 10 - Usinas nucleares dos EUA – ampliação da vida útil em 20 anos.

Situação (até 09/2004)	Tipo	Quantidade	Potência (MWe)
Aprovadas	PWR	22	18.761
	BWR	4	4.034
Aguardando Aprovação pelo NRC	PWR	9	7.585
	BWR	9	8.160
Com solicitação prevista pelo operador	PWR	15	13.938
	BWR	8	7.335

Fonte: NEI (*Nuclear Agency Institute*), setembro de 2004.

As usinas PWR, especialmente as projetadas e construídas pela Siemens/KWU, têm apresentado um ótimo desempenho operacional, tanto no que diz respeito à quantidade de energia elétrica gerada, quanto em relação ao fator de disponibilidade acumulado. As dez maiores usinas geradoras de energia elétrica nuclear do mundo são do tipo PWR, sendo que as três primeiras delas e outras cinco são usinas alemãs da Siemens/KWU.

A maior aceitação dos reatores do tipo PWR é atribuída à sua confiabilidade, proporcionada pelo rigor dos princípios de segurança que são aplicados ao projeto, à operação e à manutenção das usinas, e a economicidade, proporcionada pela economia de escala decorrente da construção de reatores de grande porte, pela padronização e a conseqüente redução do tempo de construção, licenciamento e por sua estrutura relativamente simples e compacta, graças à utilização de urânio enriquecido como combustível e às propriedades térmicas e neutrônicas favoráveis da água leve, usada simultaneamente como refrigerante e moderador.

Quanto à segurança na geração nuclear, cabe salientar que por todo o exposto acima e tendo em vista a experiência de países tecnologicamente mais adiantados, como Estados Unidos, França, Japão e Alemanha, a adoção pelo Brasil de usinas dotadas de reatores do tipo PWR é a mais correta.

2.3.2 Justificativas Econômicas

A característica fundamental do Sistema Elétrico Brasileiro, que o particulariza e o diferencia de outros países, é que quase 90% da capacidade de geração instalada é de origem hidráulica, chegando a cerca de 95%, se for considerada a produção efetiva média de energia elétrica no País. Essas proporções devem permanecer em patamares elevados, nos horizontes de curto e médio prazos, em razão da melhor competitividade econômica da geração por hidroeletricidade frente a outros insumos energéticos.

Ademais, a existência no Brasil de grandes reservatórios hídricos com capacidade de regularização plurianual, condição desfrutada por pouquíssimos países, esse fato sugere que quaisquer que sejam os arranjos institucionais que possam vir a ser pretendidos na matriz elétrica brasileira, a hidroeletricidade continuará a desempenhar o principal papel nesse contexto.

Entretanto, as lições aprendidas a partir do racionamento de energia elétrica imposto à população brasileira no período entre junho de 2001 e fevereiro de 2002, mesmo que este forte contingenciamento do consumo de energia elétrica não possa ser atribuído unicamente ao baixo volume de chuvas no verão de 2001, que antecedeu à crise e que se mostrou muito inferior à média de longo termo, recomendam uma maior diversificação de matriz elétrica, visando diminuir a grande dependência de fatores sazonais a que a hidroeletricidade está submetida.

Alie-se a essa questão, o fato de que as fontes hídricas mais econômicas e mais próximas às regiões de maior consumo - Sudeste e Sul - já vêm sendo utilizadas em sua maior parte e tendem a se esgotar no médio prazo. As grandes reservas disponíveis encontram-se localizadas na Região Amazônica, cujo aproveitamento exigirá gastos consideráveis na implantação, e na construção de linhas de transmissão, que, devido à distância aos grandes centros consumidores, acarretarão significativas perdas de energia, contribuindo para aumentos de custos.

No tocante à evolução do consumo brasileiro de eletricidade, pode-se inferir que a taxa de crescimento do consumo de energia elétrica será superior àquela que representa o crescimento econômico. Tal assertiva pode ser verificada pelo fator de elasticidade, comparando-se a taxa média de consumo anual de eletricidade e a do crescimento econômico, apresentada na Tabela 11, para as décadas de 70, 80 e 90.

Tabela 11 – Comparação entre os crescimentos médios do consumo de energia elétrica e do PIB.

Período	Crescimento médio do consumo de eletricidade (%)	Crescimento médio do PIB (%)	Fator de elasticidade
Década de 70	11,80	8,60	1,37
Década de 80	6,00	1,60	3,75
Década de 90	4,40	2,65	1,66

Fonte: Eletronuclear

Descartando-se a década de 80, que apresentou um fator de elasticidade fora do padrão, pode-se considerar que a tendência do crescimento do consumo de eletricidade se manterá cerca de 40% superior ao crescimento do PIB. Assumindo-se que o crescimento econômico médio do país nesta década situe-se em 4,5% ao ano, o crescimento do consumo elétrico deverá situar-se em torno de 6% ao ano.

Visando garantir suprimentos que correspondam a esse crescimento de consumo projetado, o Governo busca formas de diversificar a matriz elétrica nacional, cujo maior exemplo é o Programa Proinfa, no qual está prevista a utilização de diversas fontes energéticas, como por exemplo a energia eólica e a biomassa, bem como o aproveitamento de pequenos recursos hídricos, por meio das PCHs – Pequenas Centrais Hidrelétricas.

Outra opção para a diversificação da matriz é a utilização de fontes térmicas convencionais, representadas principalmente pelo carvão mineral, pelos derivados do petróleo, pelo gás natural e pelo urânio.

As fontes térmicas comerciais disponíveis para geração de energia elétrica em grandes blocos são o carvão mineral, os derivados de petróleo, o gás natural e o urânio, cujos conteúdos energéticos são apresentados na Tabela 12. O carvão só é econômico quando

aproveitado nas proximidades de suas jazidas, sendo que o carvão extraído no sul do país, apesar de seu baixo poder calórico e alto teor de cinzas e enxofre, tem sido aproveitado por usinas situadas na região, como a de Candiota, localizada no Rio Grande do Sul.

Tabela 12 – Conteúdo energético dos principais combustíveis.

Combustível		Pode produzir cerca de
1 kg de madeira		2 kWh
1 kg de carvão		3 kWh
1 kg de óleo		4 kWh
1 m^3 de gás natural		6 kWh
1 kg de urânio natural	Usina nuclear com reator do tipo PWR	60.000 kWh
	Usina nuclear com reator do tipo FBR (*)	3.000.000 kWh

(*) FBR – *Fast Breeder Reactor*

Fonte: International Nuclear Societies Council, Report on nuclear power.

Quanto aos derivados de petróleo, a produção brasileira não é suficiente para atender à demanda atual e sua utilização para a geração de energia em larga escala acarretaria um aumento significativo nas importações, deixando o parque gerador dependente do fornecimento externo e, portanto, vulnerável às oscilações de preço e às crises freqüentes sofridas pelo setor no mercado mundial.

Em relação ao gás natural, até recentemente, as restrições à utilização desta fonte eram semelhantes às atribuídas aos derivados de petróleo. Em 2001, a geração nacional do produto, considerando seus diferentes usos (industrial, comercial e residencial), foi de 14 bilhões de metros cúbicos, dos quais mais de 45% oriundos do Estado do Rio de Janeiro e cerca de 4,6 bilhões de metros cúbicos importados, sobretudo da Bolívia (83,7% das importações). A reavaliação recente, pela Petrobras, do volume contido no Campo BS-400 (mais de 400 bilhões de metros cúbicos), situado na Bacia de Campos, no litoral de São Paulo e junto à região Sudeste, o maior mercado consumidor do país, mais do que dobrou as reservas brasileiras até então avaliadas em 230 bilhões de m^3 e colocou o país no caminho da auto-suficiência. Entretanto, as usinas termelétricas a gás provocam impactos consideráveis no meio ambiente, com a emissão de dióxido de carbono, um dos responsáveis pelo efeito estufa, e dióxido de enxofre, um dos indutores da chuva ácida.

Quanto ao urânio, utilizado nas usinas nucleares, o Brasil tem uma das maiores reservas do mundo ocidental: 309 mil toneladas identificadas em apenas um quarto do território brasileiro (Indústrias Nucleares do Brasil - INB, 2001), quantidade suficiente para alimentar 32 usinas nucleares equivalentes a Angra 3 por toda sua vida útil.

Ainda no contexto da utilização do urânio, a construção de Angra 3 permitirá a recuperação econômica do montante de cerca de US$ 750 milhões já investidos na aquisição dos principais componentes importados da chamada "Ilha Nuclear", bem como interromperá o processo de gastos anuais sem retorno, oriundos da estocagem, preservação e seguros dos equipamentos já adquiridos.

O orçamento de referência para a conclusão da implantação do empreendimento equivale a US$ 1.835 milhões (base dezembro de 2001), valor este proveniente das conclusões de estudo independente realizado pela Universidade de São Paulo através de sua Fundação de Apoio Técnico, em atendimento a requisitos estabelecidos por Resolução do CNPE – Conselho Nacional de Política Energética.

Observe-se que o valor orçado para a retomada e conclusão do empreendimento, que engloba todas as fases de implantação: licenciamento, atividades preparatórias, conclusão do projeto de engenharia, construção civil, montagem eletromecânica, comissionamento e todos os testes de potência, é corroborado, com pequenas variações a depender do modelo de implantação idealizado, por outras avaliações independentes, que precederam à análise da Universidade de São Paulo, realizadas por consultorias independentes contratadas para auditar números apresentados em Estudo de Viabilidade pela própria Eletronuclear.

Esses consultores, a geradora espanhola Iberdrola, a companhia francesa EDF – *Electricité de France* e o instituto de pesquisa norte-americano EPRI – *Electric Power Research Institute*, além de concluírem por estimativas orçamentárias muito próximas do valor apresentado pela Eletronuclear, posteriormente ratificado pela Universidade de São Paulo (compatíveis com o investimento em centrais nucleares no exterior), ressaltam que o custo de produção de Angra 3 situa-se no patamar de competitividade quando comparada ao custo de geração de usinas térmicas a gás natural em ciclo aberto ou combinado. Note-se que os custos de geração aqui referenciados englobam o investimento necessário para a implantação do empreendimento (US$ 1.835 milhões), os custos de Operação e Manutenção, bem como os custos do combustível nuclear.

A justificativa econômica para a construção de Angra 3 pode ser sumarizada nos seguintes aspectos:

- Orçamento para conclusão compatível e comparável àqueles oriundos da implantação de usinas nucleares de mesmo porte no exterior.
- Recuperação econômica dos investimentos já realizados em Angra 3 (cerca de US$ 750 milhões).
- Interrupção do processo de gastos anuais sem retorno, da ordem de US$ 20 milhões, para a estocagem e conservação de equipamentos e outras despesas (seguros, estruturas, etc.).
- Custo de geração, de acordo com estudos realizados por consultores externos (Fusp, Coppetec e Mercados de Energia) compatível com os de usinas térmicas

a gás natural e inferior aos de outras energias alternativas (carvão, biomassa e eólica).

- Minimização, comparativamente à geração térmica a gás natural, do risco cambial e do impacto na balança de pagamento, devido a:
  - Uso de combustível de baixo custo e que apresenta somente uma pequena parcela da sua composição em moeda estrangeira.
  - Maior parcela do investimento ainda a ser realizada em moeda nacional.
  - Aumento da demanda na NUCLEP (fábrica de equipamentos pesados, criada no âmbito do Acordo Nuclear Brasil-Alemanha, localizada em Itaguaí, RJ), impulsionando sua viabilidade econômica e reduzindo os gastos com recursos orçamentários do Tesouro Nacional.
  - Aumento de encomendas em fabricantes e construtores nacionais, com a conseqüente criação de empregos.
- Aumento da receita e garantia de escala econômica a Indústrias Nucleares do Brasil S.A - INB, fabricante do combustível nuclear.
- Desoneração do Tesouro Nacional do custeio às atividades operacionais da INB.
- Utilização do urânio, matéria prima estratégica nacional, beneficiada no país, cujas reservas são a sexta maior em nível mundial.

2.3.3 Justificativas Socioambientais

As fontes com maior potencial de geração hídrica encontram-se na Amazônia, que reúne cerca de 43% do potencial hidrelétrico nacional. Nessa região, que abrange as regiões Norte e Centro-Oeste do país, os rios são caudalosos e a superfície é bastante plana. Qualquer barragem inundaria grandes áreas, exigiria a desapropriação de grandes extensões de terras e o deslocamento das populações nelas instaladas. Além disso, a Amazônia concentra uma enorme riqueza biológica e uma grande área de terras indígenas. Assim, a formação de grandes reservatórios certamente traria conseqüências negativas para o meio ambiente.

As dificuldades para a implantação de usinas hidrelétricas na Amazônia são de ordens técnica, econômica e ambiental, aí incluindo-se dificuldades de licenciamento, morosidade na obtenção da emissão de posse das propriedades a serem inundadas e impossibilidade de inundar terras indígenas sem a aprovação do Congresso, o que desestimula a participação do setor privado nesses empreendimentos. Assim, as fontes térmicas convencionais e nucleares de energia constituem opções viáveis para complementar a demanda, em especial nos

períodos hidrologicamente desfavoráveis, ou para o atendimento localizado em períodos de restrições à transmissão de energia elétrica.

A utilização de combustíveis fósseis no mundo tem provocado impactos ambientais negativos, entre os quais o efeito estufa - provocado pela emissão de dióxido de carbono ou gás carbônico, metano e óxido nitroso - e a chuva ácida, provocada pelas emissões de dióxido e trióxido de enxofre e de óxidos de nitrogênio. O fato de as usinas nucleares não emitirem qualquer desses gases é importante na comparação com outras fontes térmicas de energia.

Em relação às usinas termelétricas a carvão, a fonte de geração de energia elétrica mais utilizada no mundo e responsável por cerca de 40% de toda a energia elétrica gerada no planeta, as vantagens das usinas nucleares em termos ambientais são significativas. Em comparação com uma usina termelétrica moderna, que utiliza carvão pulverizado e técnicas avançadas de redução de emissão de poluentes, uma usina nuclear do porte de Angra 3 evitaria a emissão anual para a atmosfera de cerca de 2,3 mil toneladas de material particulado, 14 mil toneladas de dióxido de enxofre, 7 mil toneladas de óxidos de nitrogênio e 10 milhões de toneladas de dióxido de carbono (Figura 8). Em comparação com uma usina termelétrica a gás, as emissões anuais evitadas por uma usina nuclear do porte de Angra 3 seriam de cerca de 30 toneladas de dióxido de enxofre, 12,7 mil toneladas de óxidos de nitrogênio e 5 milhões de toneladas de dióxido de carbono (Figura 9).

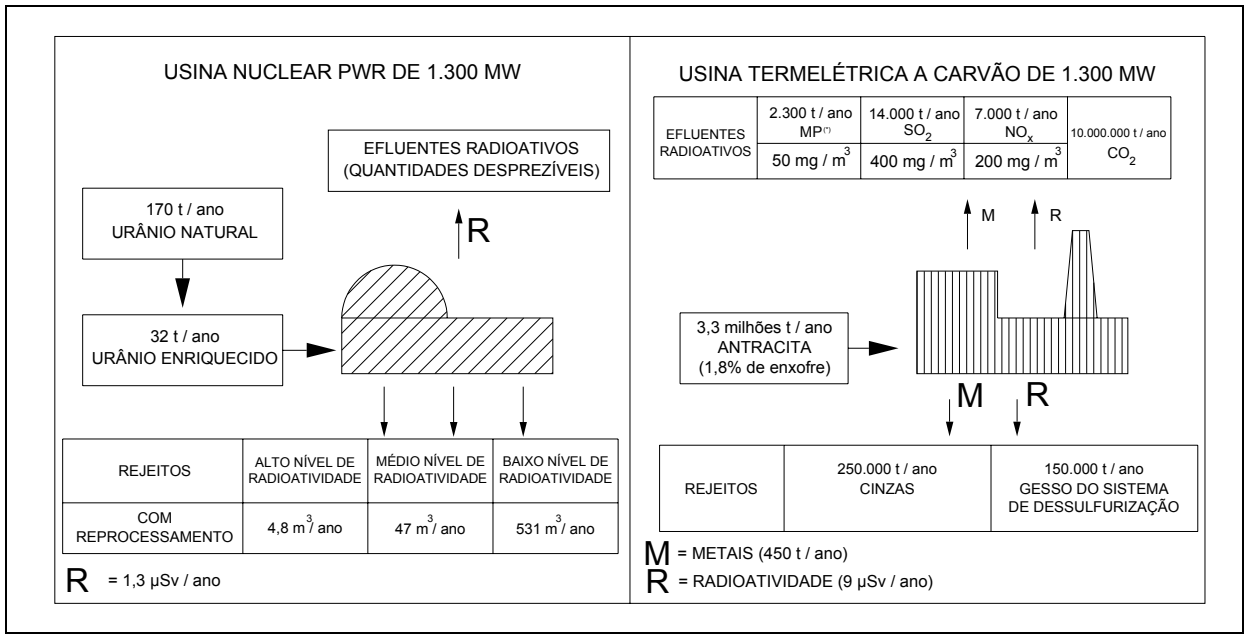

USINA NUCLEAR PWR DE 1.300 MW
EFLUENTES RADIOATIVOS (QUANTIDADES DESPREZÍVEIS)
170 t / ano URÂNIO NATURAL
R
32 t / ano URÂNIO ENRIQUECIDO
REJEITOS
ALTO NÍVEL DE RADIOATIVIDADE
MÉDIO NÍVEL DE RADIOATIVIDADE
BAIXO NÍVEL DE RADIOATIVIDADE
COM REPROCESSAMENTO
4,8 m3 / ano
47 m3 / ano
531 m3 / ano
R = 1,3 µSv / ano
USINA TERMELÉTRICA A CARVÃO DE 1.300 MW
EFLUENTES RADIOATIVOS
2.300 t / ano MP(*)
50 mg / m3
14.000 t / ano SO2
400 mg / m3
7.000 t / ano NOx
200 mg / m3
10.000.000 t / ano CO2
M
R
3,3 milhões t / ano ANTRACITA (1,8% de enxofre)
M
R
REJEITOS
250.000 t / ano CINZAS
150.000 t / ano GESSO DO SISTEMA DE DESSULFURIZAÇÃO
M = METAIS (450 t / ano)
R = RADIOATIVIDADE (9 µSv / ano)

Figura 8 – Comparação de usina nuclear com usina a carvão.
Fonte: SIEMENS
(*) MP = material particulado

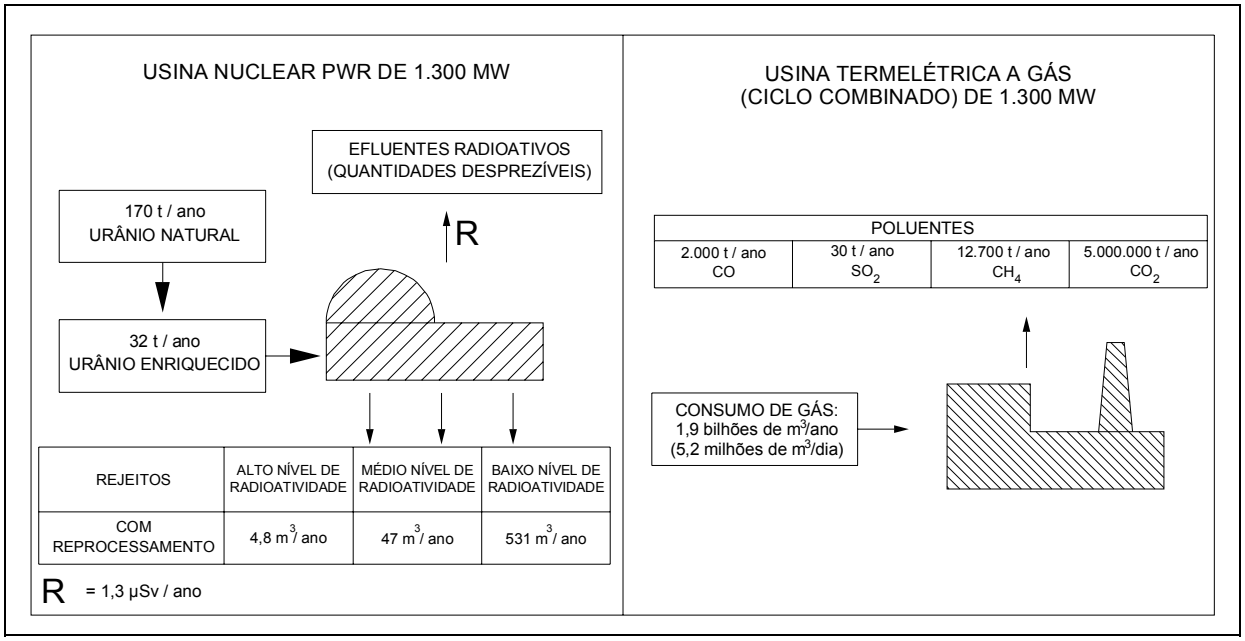


Figura 9 – Comparação de usina nuclear com usina a gás.
Fonte: *International Nuclear Societies Council*

Outro aspecto a ser considerado é a área necessária para a implantação de cada tipo de usina. Para efeito de comparação, a Tabela 13 apresenta as áreas requeridas para a implantação de usinas que utilizam fontes de geração renováveis e não renováveis, com 1.000 MW_e de capacidade, verificando-se que as primeiras exigem áreas muito maiores que as segundas, acarretando, conforme o caso, gastos com desapropriações e com indenização de benfeitorias, deslocamento de população, alagamento de áreas naturais ou produtivas e descaracterização da flora e da fauna, com impactos sociais e biológicos significativos.

Quanto a esses aspectos, as usinas que utilizam fontes não renováveis são mais favoráveis, pois ocupam áreas muito menores, que podem ser implantadas em locais onde esses impactos sejam menores ou não ocorram, além da proximidade aos centros de consumo, com economia em termos de linhas de transmissão.

Tabela 13 – Áreas necessárias para a implantação de usinas com 1.000 MWe de capacidade.

Fonte de energia	Tipo de usina	Área necessária (ha)
Renovável (*)	Hidrelétrica.	25.000
	Solar foto-voltaica, em local muito ensolarado.	5.000
	Eólica, em local com muito vento.	10.000
	Biomassa plantada.	400.000
Não renovável	Óleo e carvão, incluindo estocagem de combustível.	100

Fonte de energia	Tipo de usina	Área necessária (ha)
	Nuclear e gás natural.	50

(*) Valores indicativos, visto que a área depende da topografia do local de implantação.
Fonte: International Nuclear Societies Council

Além disso, os recursos hídricos das regiões Sul e Sudeste estão quase esgotados no que diz respeito ao seu aproveitamento para a geração de energia elétrica. Os recursos hídricos mais abundantes estão na Amazônia e seu aproveitamento é praticamente inviável, principalmente por questões ambientais: a região é muito plana, exigindo o alagamento de áreas extensas para a formação de reservatórios; há muita terra indígena, cuja inundação necessita da aprovação do Congresso, que demanda um processo moroso e de resultados imprevisíveis; e a alteração do ecossistema pode ter conseqüências realmente danosas, sem falar na reação negativa da sociedade civil organizada.

As demais fontes renováveis de energia são inviáveis para a geração de grandes quantidades de energia, além de dependerem de fenômenos naturais não controláveis, (como é o caso da energia solar e da energia eólica) e de áreas excessivamente grandes, dentre as quais, a energia geotérmica é o exemplo extremo. As fontes térmicas constituem opções viáveis para complementar a demanda de energia, em especial nos períodos hidrologicamente desfavoráveis. Entretanto, à exceção das usinas nucleares, acarretam danos ambientais consideráveis ou dispêndios, também consideráveis, para o controle das emissões de poluentes.

Adicionalmente, as usinas nucleares podem ser instaladas nas proximidades dos centros de consumo, dispensando extensas linhas de transmissão e evitando o transporte de grandes fluxos de energia entre regiões; não dependem de fenômenos naturais, como o regime hídrico, o que facilita as compensações de potência reativa, ou seja, as regulações de tensão elétrica; e necessitam de áreas pequenas para sua implantação, o que reduz sobremaneira ou até elimina os impactos sociais relacionados ao deslocamento de população.

No caso de Angra 3 em particular, há uma vantagem adicional, que é o fato de a usina estar projetada para ser implantada em local onde já se encontram em operação duas outras usinas nucleares, que dispõem de pessoal com cultura consolidada em termos de proteção e segurança, e com cerca de 30 anos de experiência técnica na área.

Especificamente na área social, a implantação de Angra 3 resultará na criação de maiores oportunidades de trabalho em âmbito regional: terá uma média de 3.613 empregos anuais, atingindo-se um total máximo de 9.100 empregos na fase de pico da construção da usina, dos quais 5.700 associados à montagem eletromecânica. Para a fase de operação, a usina deverá proporcionar aproximadamente 770 empregos por toda a vida útil, sem contar o âmbito nacional, com a crescente participação da mão-de-obra e tecnologia próprias, em virtude da criação de programas de nacionalização e qualificação de peças e componentes em processo de contínuo desenvolvimento.

2.3.4 Justificativas Locacionais

Desde o início da implantação de usinas nucleares no Brasil, a área ocupada pela CNAAA foi dimensionada para comportar três unidades, duas das quais – Angra 1 e Angra 2 – já se encontram em operação. A terceira será Angra 3.

A escolha final do sítio de Angra 1, precedida de estudo de alternativas ao longo do litoral, de dezoito meses de duração, obedeceu à "Norma para Escolha de Locais para Instalação de Reatores de Potência", objeto da Resolução CNEN – 09/69, de 25 de junho de 1969.

De acordo com a referida Norma, a seleção do local envolveu, entre outros, estudos relacionados à topografia, uso da terra e da água, hidrografia, oceanografia, meteorologia, geologia e sismologia, e contou com a assessoria técnica das firmas norte-americanas *Nuclear Utility Services Corp.* (NUS) e *Weston Geophysical Research Inc*. e do professor George Virsch, do Departamento de Geociências da Universidade Cornell, dos Estados Unidos.

Itaorna, localizada no município de Angra dos Reis, Estado do Rio de Janeiro, foi escolhida por estar situada em uma baía protegida, em área de baixa densidade populacional, de condições geológicas favoráveis e próxima dos centros de abastecimento e consumo.

A implantação das três unidades no mesmo local objetivou maximizar o aproveitamento da infra-estrutura necessária ao funcionamento das usinas, incluindo os recursos logísticos, técnicos e de mão-de-obra especializada.

Além disso, a CNAAA se encontra a 190 km da Fábrica de Elementos Combustíveis (FEC) do Complexo Industrial de Resende (CIR), pertencente às Indústrias Nucleares do Brasil (INB) e próxima dos principais centros consumidores de energia elétrica do país (133 km da cidade do Rio de Janeiro, 216 km da cidade de São Paulo e 343 km da cidade de Belo Horizonte).

2.4 DESCRIÇÃO DO EMPREENDIMENTO

2.4.1 Descrição de Usina Nuclear com reator tipo PWR (*Pressurized Water Reactor)*

Em uma usina nuclear, o reator é uma fonte geradora de calor cuja função é similar à da fornalha da caldeira de uma usina termelétrica convencional, ou seja, fornecer energia térmica para a produção do vapor que aciona as turbinas. Como energia não pode ser criada, mas apenas transformada de uma modalidade para outra, nesse tipo de usina a energia nuclear inicial é transformada primeiramente em energia térmica, depois em energia mecânica e, por

fim, em energia elétrica, que é a forma mais econômica de ser utilizada e transportada a longa distância.

O calor é liberado em um reator nuclear, quando núcleos de átomos pesados físseis, como o do urânio 235, capturam nêutrons livres em baixa velocidade, denominados nêutrons térmicos, e se transformam em núcleos instáveis que, a seguir, fissionam-se em dois fragmentos mais leves dotados de enorme energia cinética e liberam raios gama juntamente com dois ou três nêutrons livres em alta velocidade, denominados nêutrons rápidos (Figura 10). Esses nêutrons, depois de desacelerados ou termalizados por um meio moderador, no caso, a água leve, têm condições de fissionar outros núcleos de urânio 235, que emitem mais fragmentos de fissão e liberam outros dois ou três nêutrons, fazendo com que o número de fissões ocorra em uma reação em cadeia auto-sustentável (Figura 11).

Os fragmentos ou produtos de fissão, que consistem em diversos nuclídeos radioativos ou radionuclídeos, sofrem desintegração espontânea ou decaimento radioativo por meio da emissão de nêutrons e/ou de radiação alfa, beta ou gama. O choque dos fragmentos de fissão com os núcleos dos átomos do material das pastilhas de combustível nuclear transformam a expressiva energia cinética com que são liberados em grande quantidade de energia térmica.

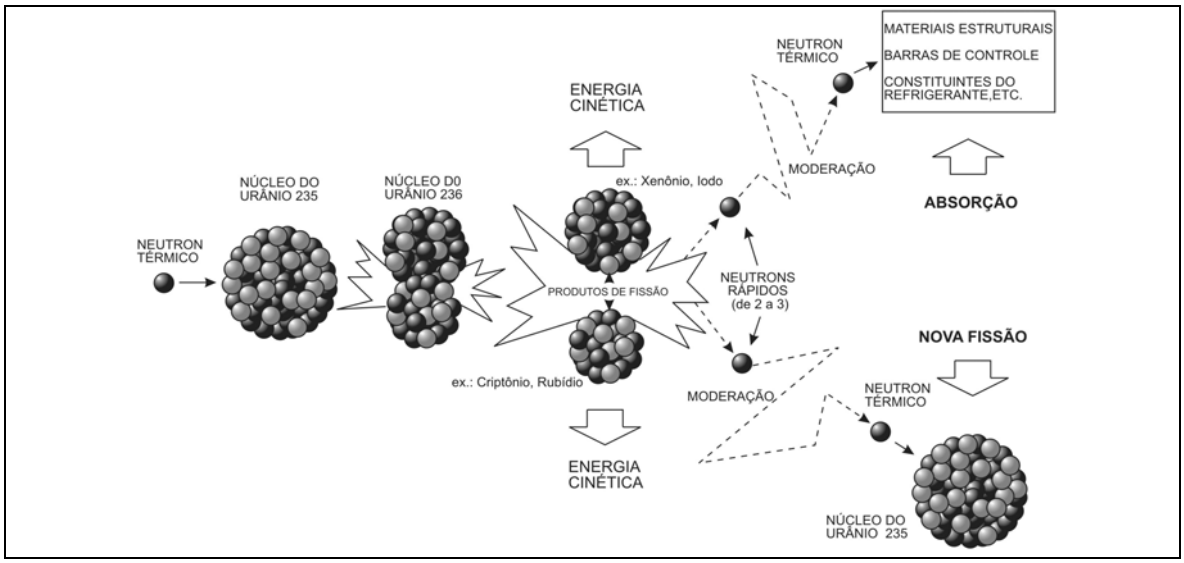


Figura 10 – Processo de fissão nuclear
Fonte: NATRONTEC (1999a)

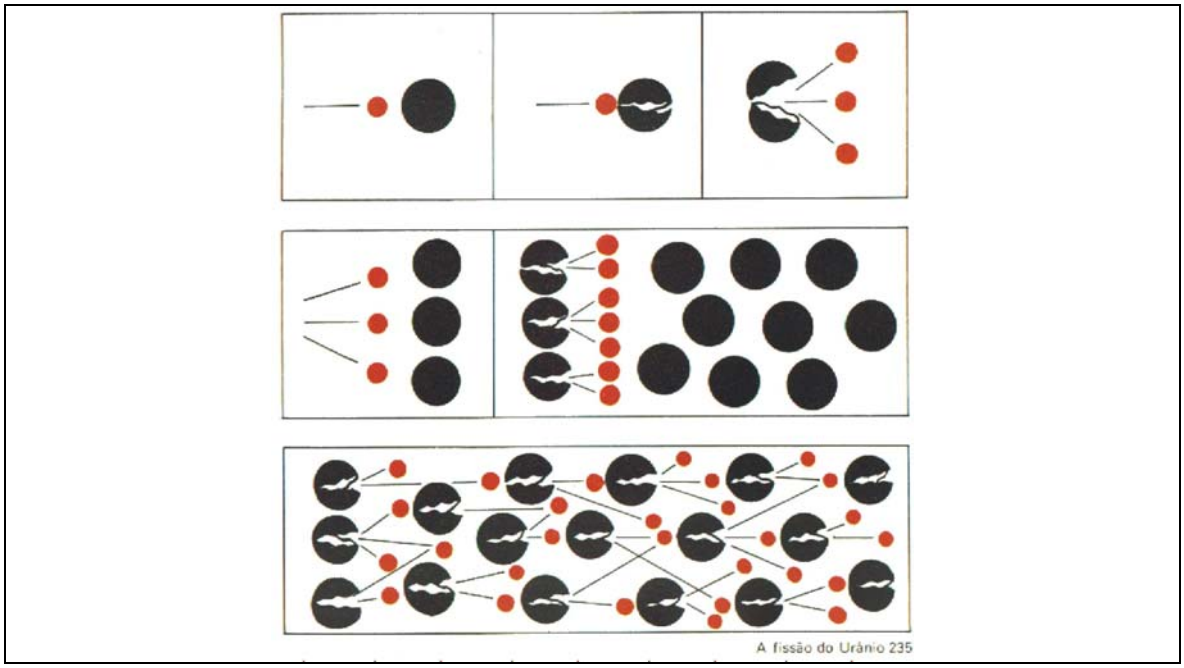


Figura 11 – Reação em cadeia auto-sustentável
Fonte: NATRONTEC (1999a)

O combustível nuclear distingue-se dos combustíveis fósseis das usinas termelétricas convencionais por seu alto conteúdo específico de energia e, em conseqüência, por exigir uma logística de abastecimento, transporte e armazenamento mais simples. A fissão de 1 kg de urânio libera a mesma quantidade de energia calorífica que a combustão de 12.000 barris de petróleo ou de 2.000 toneladas de carvão mineral de boa qualidade. Assim, diferentemente de uma caldeira, os reatores nucleares contêm todo o combustível do qual necessitam para um prolongado período de operação. Em geral, a cada ano, apenas um terço do combustível contido no núcleo do reator é substituído.

A potência térmica, isto é, a taxa de calor liberada pelo reator, é controlada pela variação da taxa de fissões (número de fissões por segundo) que ocorrem no núcleo e que depende do número de nêutrons térmicos disponíveis para causá-las. A diminuição e o aumento de nêutrons – e, por conseguinte, da taxa de fissão – são promovidos respectivamente pela inserção e a retirada das barras de controle do interior dos elementos combustíveis imersos em água e/ou pela elevação e a redução da concentração de boro na água de refrigeração do núcleo do reator (“circuito primário”).

Os reatores PWR são projetados para funcionar com coeficientes negativos de temperatura para o combustível e a água de refrigeração. Isso significa que um aumento na temperatura do combustível ou da água de refrigeração, devido ao aumento da potência do reator ou à redução da carga do grupo turbogerador, acarreta uma redução na quantidade de nêutrons disponíveis para fissão e, em conseqüência, na potência do reator ou em sua taxa de subida. Assim, o núcleo do reator PWR possui certo autocontrole, denominado segurança

intrínseca, que tende a protegê-lo nos casos de desequilíbrio de carga entre o grupo turbogerador e o reator. Esta característica protetora inexiste nos reatores russos do tipo RBMK ou LWGR, nos quais o coeficiente de temperatura é positivo em certas circunstâncias, podendo ocasionar uma subida repentina e descontrolada da potência do reator, como no acidente de Chernobyl.

O xenônio 135 é um dos produtos de fissão mais comuns e um grande absorvedor de nêutrons. O teor deste elemento depende da potência do reator e pode afetá-la negativamente, pois o aumento da potência aumenta sua concentração. Este aumento tende a reduzir a potência, porém sua ação só é sentida horas após a variação da potência. A sua importância aumenta ao longo do ciclo de vida do combustível devido ao decréscimo gradativo da quantidade de energia potencial no núcleo, em decorrência de depleção ou queima (*burn-up*) dos núcleos de urânio 235 do combustível, a ponto de impedir, às vezes por até 24 horas, o reinício da partida do reator após seu desligamento.

A água de refrigeração do reator (água comum desmineralizada), devido a sua alta temperatura, é submetida à alta pressão para não se transformar em vapor, e assim manter uma taxa efetiva de transferência de calor. Essa água circula no denominado circuito primário, no núcleo do reator, removendo o calor liberado pela fissão nuclear. Quatro trocadores de calor, denominados geradores de vapor, transferem o calor para a água de alimentação, que circula isoladamente no denominado circuito secundário, transformando-a em vapor saturado seco, que é direcionado para rodar a turbina mediante a transformação da energia térmica do vapor em energia mecânica nos bocais expansores e palhetas.

Para produzir energia elétrica, a turbina a vapor – um conjunto uniaxial de turbinas de alta e de baixa pressão – aciona um gerador elétrico a ela acoplado. Após a expansão nos diversos estágios da turbina, com a conseqüente redução de sua pressão e temperatura, o vapor é condensado e bombeado para o lado secundário dos geradores de vapor, de forma a realimentá-los, completando o ciclo termodinâmico, cujo rendimento térmico é da ordem de 33%, e dando continuidade ao processo de produção de vapor.

Por um terceiro sistema, isolado dos demais, circula a água utilizada para a condensação do vapor de exaustão das turbinas de baixa pressão. Denominada água de circulação ou de resfriamento, essa água é captada em uma fonte fria externa, que no caso das usinas da CNAAA é o mar, e devolvida ao mesmo após ser usada. A Figura 12 apresenta um diagrama esquemático dos circuitos primário e secundário, e do circuito da água de resfriamento de uma usina nuclear PWR típica.

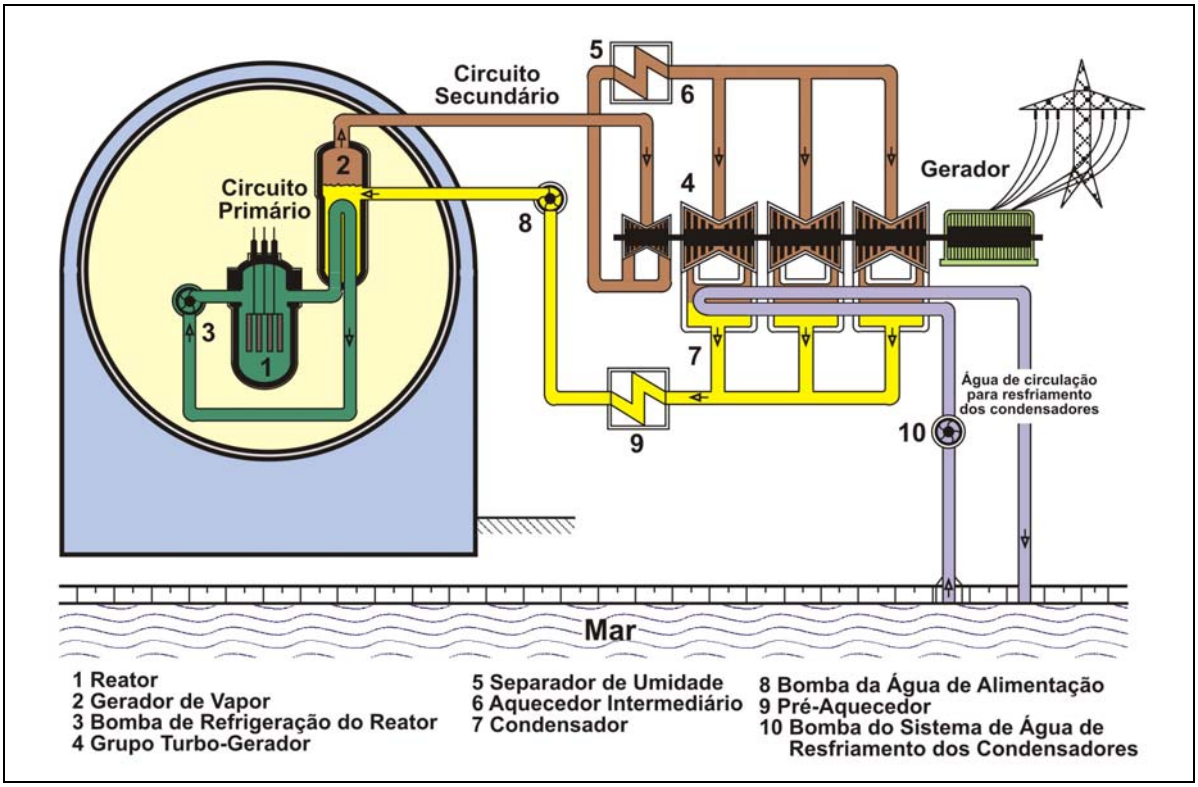


Figura 12 – Circuitos primário, secundário e da água de resfriamento.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

Uma das vantagens desse tipo de usina nuclear é que o circuito primário, que contém material radioativo, fica isolado do circuito secundário por duas barreiras, que são os feixes de tubos dos geradores de vapor e dos condensadores. A água do mar circula nos condensadores sem contato com a água do circuito secundário, que por sua vez não entra em contato com a água de refrigeração do reator, do circuito primário. Isso impede que a água do mar seja contaminada pela água do circuito primário no caso de vazamento nos tubos dos geradores de vapor.

Uma usina nuclear PWR é dotada ainda de diversos sistemas auxiliares, que complementam o sistema de refrigeração do reator; de sistemas de segurança, destinados a resfriar o núcleo do reator e limitar as doses de radiação em caso de anormalidades; e de sistemas de alimentação elétrica de emergência, dotados de geradores Diesel, destinados a suprir os sistemas de proteção e de segurança em casos de blecautes por quedas na alimentação elétrica da usina, pelo gerador elétrico, ou na rede externa, proveniente das linhas de transmissão. Ao todo, Angra 3 possuirá 113 sistemas auxiliares.

2.4.2 Localização

A CNAAA, onde Angra 3 será implantada, situa-se no distrito de Cunhambebe, município de Angra dos Reis, Estado do Rio de Janeiro, cerca de 133 km da cidade do Rio de Janeiro, 216 km da cidade de São Paulo e 343 km de Belo Horizonte (ver Anexo 1 – Mapa 01 – Situação e Localização).

A Central Nuclear, com área aproximada de 1.250 ha, tem seus lados norte, leste e oeste parcialmente protegidos por montanhas com elevações que variam entre 200 e 700 metros. O lado sul está voltado para o mar - Baía da Ilha Grande.

O principal acesso rodoviário ao local é a rodovia federal BR-101 (Rio-Santos), que faz a ligação com a cidade do Rio de Janeiro. O acesso à cidade de São Paulo é feito inicialmente pela BR-101, até Caraguatatuba, no Estado de São Paulo, daí pela rodovia estadual SP-99, até São José dos Campos, e em seguida pela rodovia federal BR-116, até a capital do Estado. Essas ligações permitem o acesso rodoviário ao restante do país.

O Mapa 01 – Situação e Localização (Anexo 1) mostra a localização da CNAAA, bem como a localização de Angra 3 dentro da central nuclear.

O Anexo 4 – Planta Esquemática das Áreas Restritas, Pontos de Emissões, Locais de Lançamento de Efluentes Líquidos e Sistema de Abastecimento de Água Doce - CNAAA (Unidades 1, 2 e 3) - mostra a disposição das três Unidades (Angra 1, 2 e 3) na CNAAA.

2.5 ARRANJO GERAL E DESCRIÇÃO DOS EDIFÍCIOS/ESTRUTURAS PRINCIPAIS

O projeto de Angra 3 prevê a construção de vários edifícios e estruturas de apoio, distribuídos conforme mostrado na Planta – Arranjo Geral da Unidade 3 da CNAAA – Angra 3 (Anexo 5).

O Edifício do Reator, formado pela estrutura interna (UJA) e pela estrutura externa (Reator-Annulus - UJB), é de concreto armado com 60,40 m de diâmetro externo e 0,60 m de espessura, que envolve a esfera de contenção e abriga o sistema de resfriamento de emergência do núcleo. A edificação está projetada para constituir uma barreira biológica à radiação ionizante durante a operação normal da usina e em casos de acidente, bem como para proteger a esfera de contenção de ventanias, tempestades, ondas de pressão de explosão e terremotos.

A esfera de contenção é de aço e tem 3 cm de espessura, 56 m de diâmetro interno e destina-se a barrar os materiais radioativos produzidos no núcleo do reator e no circuito primário. A esfera foi projetada para resistir à pressão de 5,3 bar_{man} a 145ºC, que se desenvolveria no caso de ruptura de uma tubulação de um dos circuitos de refrigeração do reator, seguida de vaporização de toda a água contida nos circuitos primário e secundário. Tal situação é conhecida como acidente com perda de líquido refrigerante e designada pela sigla LOCA, de *Loss-Of-Coolant Accident*.

A esfera de contenção envolve completamente o reator, o sistema de geração de vapor, a piscina dos elementos combustíveis usados e o depósito dos elementos combustíveis novos, bem como a blindagem biológica de concreto, de 1,2 a 2 m de espessura, que circunda o vaso de pressão do reator, como pode ser visto de forma ilustrativa na Figura 13.

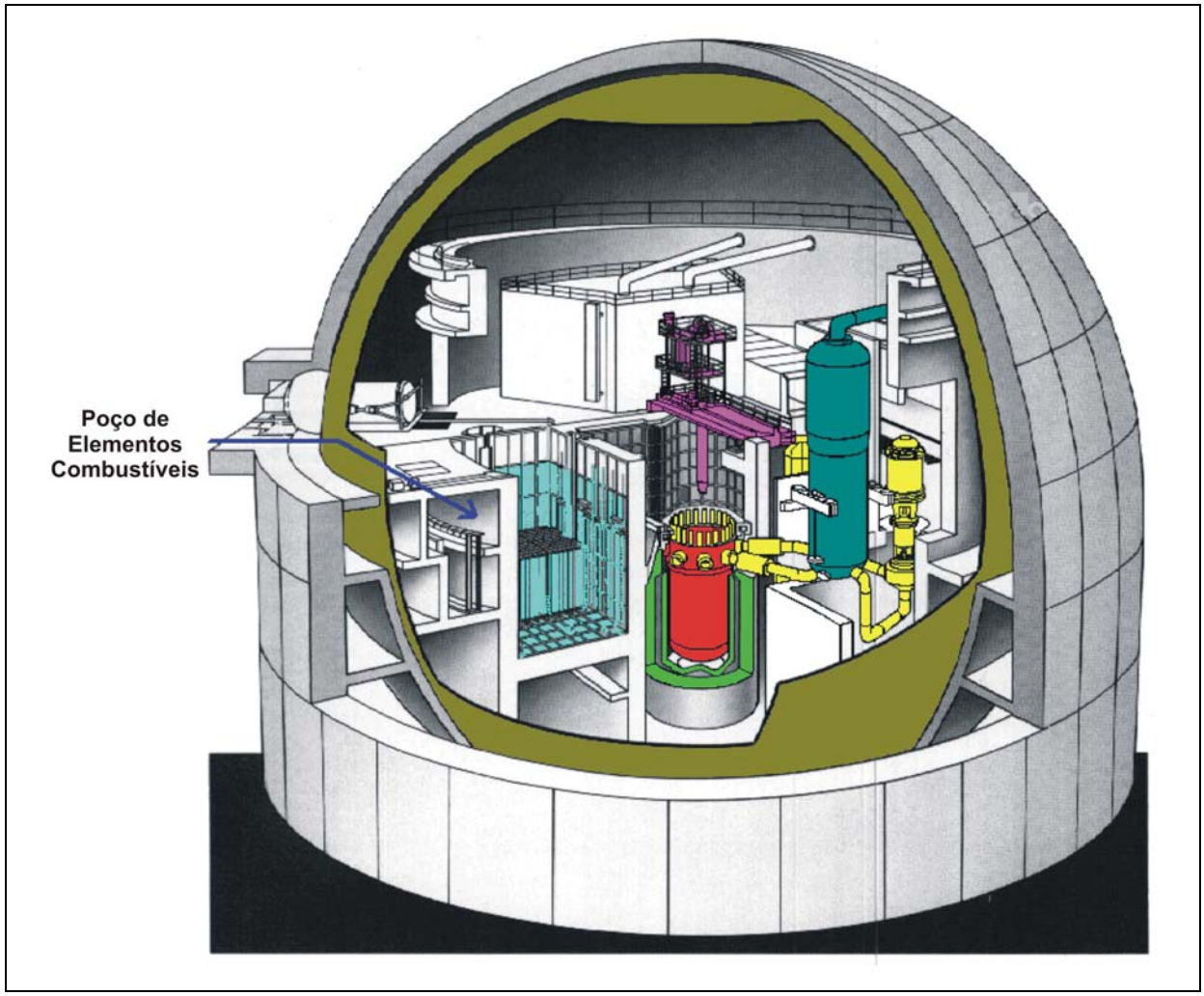


Figura 13 – Estruturas internas à esfera de contenção. A estrutura de cor vermelha representa o vaso de pressão do reator.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

Anexo ao prédio do reator, está localizado o Compartimento de Válvulas de Vapor Principal e Água de Alimentação (UJE). No Edifício Auxiliar do Reator (UKA) se encontram as instalações de tratamento dos rejeitos gasosos, líquidos e sólidos resultantes dos sistemas instalados no prédio do reator e do próprio prédio auxiliar do reator. No Edifício Auxiliar do Reator está instalado um controle de acesso ao prédio do reator e ao próprio Edifício Auxiliar do Reator. O controle das operações da usina encontra-se no Edifício de Controle (UBA).

As galerias de água de resfriamento dos condensadores e os transformadores principais (três) e auxiliares (dois) estão conectados ao Edifício das Turbinas (UMA), no qual se localiza o Turbogerador. Os demais edifícios são os de Alimentação de Emergência e Água Gelada (ULB), o Edifício dos Geradores de Emergência e Água Gelada (UBP), Laboratório Convencional (ULD), da Administração (UYA) e Auxiliar da Administração (UYB).

Complementam as instalações da usina os tanques de água desmineralizada (dois), a estrutura de tomada d'água e casas de bombas (UPC/1+2UQB), a estrutura de tratamento de efluentes líquidos convencionais (UGN), a estação de tratamento de esgotos (UGV), os tanques separadores e coletores de óleo (UGX), a chaminé de descarga de gases (UKH), o poço de selagem (UQJ), o poço de coleta da água de refrigeração de serviço (UQM), a oficina fria (UST), o almoxarifado de lubrificantes em uso (4USU) e a área de estocagem de cilindros de gases (UTG).

O acesso à usina é controlado através do Prédio da Portaria Principal (UYF).

O sistema de refrigeração do reator requer, para seu funcionamento, diversos sistemas auxiliares e complementares. Os sistemas auxiliares estão destinados a injetar, escoar, purificar, desgaseificar, ajustar a concentração de ácido bórico e adicionar produtos químicos à água de refrigeração, enquanto os complementares, tratam os rejeitos.

Os principais sistemas auxiliares são: controle de volume, purificação da água de refrigeração, tratamento e armazenamento da água de refrigeração e controle de produtos químicos. Os principais sistemas complementares são: de ventilação, tratamento de rejeitos gasosos radioativos e tratamento de rejeitos líquidos.

2.5.1 Descrição do Sistema de Dissipação de Calor

O sistema de água de refrigeração dos condensadores é isolado dos demais, e circula a água utilizada para a condensação do vapor de exaustão das turbinas de baixa pressão. Denominado sistema de água de refrigeração principal, essas águas são captadas em uma fonte fria externa, que no caso das usinas da CNAAA é o mar. Após a utilização nos condensadores essas águas são devolvidas ao mar. A Figura 12 (página 50) apresenta um diagrama esquemático dos circuitos primário e secundário, e do circuito da água de refrigeração de uma usina nuclear PWR típica.

O fluxograma geral de processo do sistema de dissipação de calor é apresentado na Figura 14. Após circular pelos condensadores para condensar o vapor de exaustão das turbinas (água de circulação) e demais trocadores de calor dos sistemas convencionais e de segurança da usina (água de serviço), a uma vazão total de 77 m^3/s, as águas de refrigeração de Angra 3 irão se juntar às águas de refrigeração de Angra 1 e 2 (40 e 77 m^3/s, respectivamente) e, através de túnel escavado na rocha, serão lançadas a uma vazão total aproximada de 194 m^3/s, no Saco Piraquara de Fora, em local suficientemente distante do local de captação da água do mar. Em operação normal, a remoção das cargas térmicas

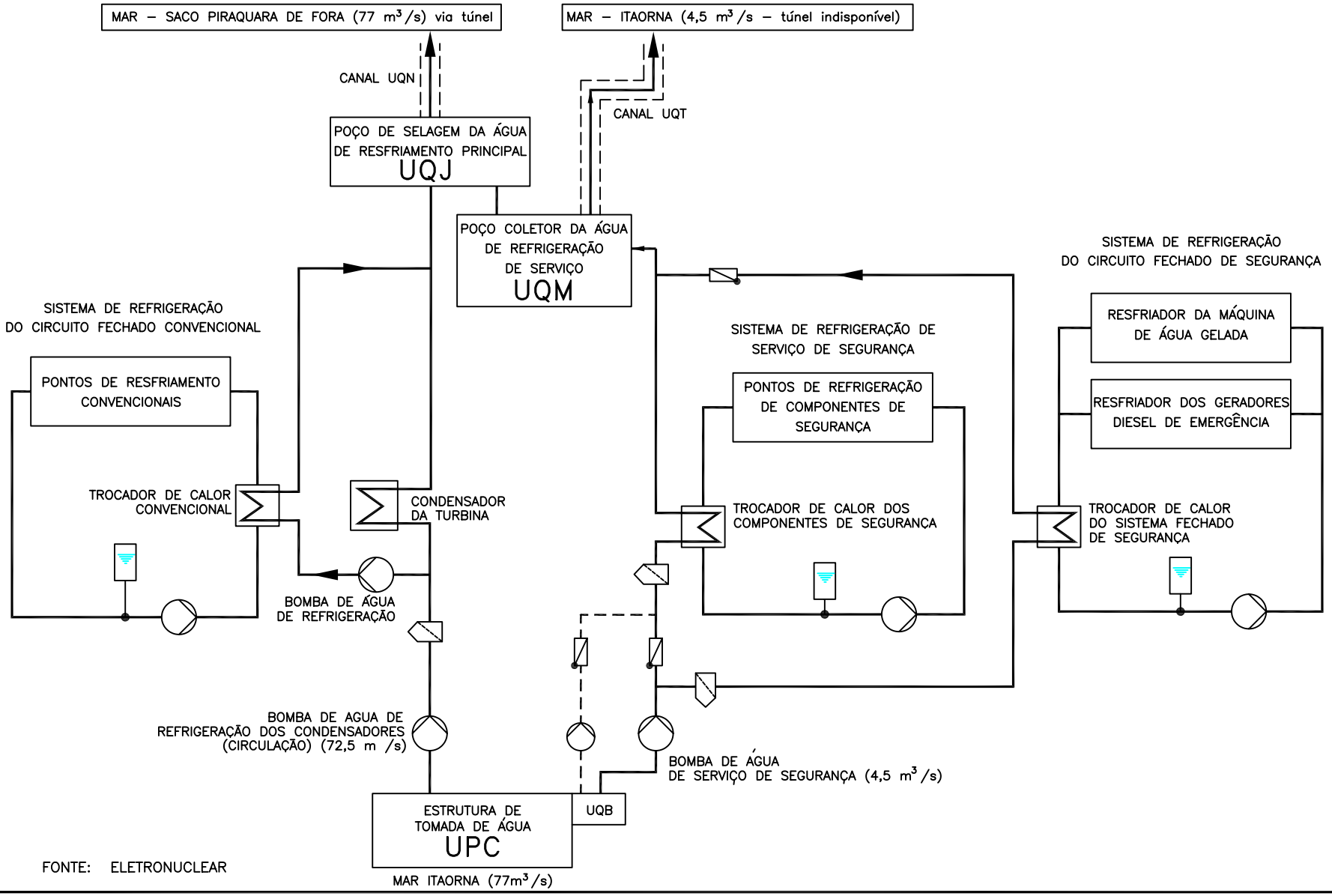
correspondentes faz com que a temperatura das águas de refrigeração fique cerca de 8ºC acima da temperatura de captação. As plantas – Sistema de Água de Circulação, Estrutura de Descarga no Saco Piraquara de Fora, folhas 1 e 2 (Anexo 7 e Anexo 8), descrevem as características dimensionais da referida estrutura.

No caso de uma eventual indisponibilidade do túnel de descarga (por manutenção ou evento natural) as usinas serão desligadas e suas cargas térmicas residuais removidas apenas pelos sistemas de água de refrigeração de serviço (bombas de segurança). Neste caso a restituição ao mar das águas dos sistemas de refrigeração de serviço das 3 Unidades da CNAAA será feita através do duto de descarga de água de refrigeração de serviço (UQT), com uma vazão total de 9,8 m^3/s. O ponto de descarga desse duto se encontra localizado no Costão de Ponta Grande, em Itaorna. A temperatura do fluxo de descarga desses sistemas deverá estar cerca de 5°C acima da temperatura de captação.

Os sistemas de água de refrigeração de serviço possuem também bombas de emergência que são acionadas somente em eventos naturais de baixa probabilidade. Nesse caso, a vazão total requerida para o resfriamento será cerca de 2,1 m^3/s (Angra 1, 2 e 3) e a temperatura de descarga dessas águas deverá ficar, nas primeiras horas após o desligamento das usinas, aproximadamente 9°C acima da temperatura de captação.

O Anexo 4 – Planta Esquemática das Áreas Restritas, Pontos de Emissões, Locais de Lançamento de Efluentes Líquidos e Sistema de Abastecimento de Água Doce - CNAAA (Unidades 1, 2 e 3) mostra a localização da tomada d'água (estrutura UPC – detalhada no Anexo 6 – Planta – Estrutura da Tomada D'água Principal (UPC – 1/2 UQB) – vista superior) e descarga de água de refrigeração no Saco Piraquara de Fora (Anexo 7 e Anexo 8), bem como o duto de descarga de água de refrigeração de serviço (UQT).

Figura 14 – Fluxograma de Dissipação de Calor


MAR – SACO PIRAQUARA DE FORA (77 m³/s) via túnel
MAR – ITAORNA (4,5 m³/s – túnel indisponível)
CANAL UQN
CANAL UQT
POÇO DE SELAGEM DA ÁGUA DE RESFRIAMENTO PRINCIPAL
UQJ
POÇO COLETOR DA ÁGUA DE REFRIGERAÇÃO DE SERVIÇO
UQM
SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DO CIRCUITO FECHADO DE SEGURANÇA
SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DO CIRCUITO FECHADO CONVENCIONAL
SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DE SERVIÇO DE SEGURANÇA
RESFRIADOR DA MÁQUINA DE ÁGUA GELADA
PONTOS DE RESFRIAMENTO CONVENCIONAIS
PONTOS DE REFRIGERAÇÃO DE COMPONENTES DE SEGURANÇA
RESFRIADOR DOS GERADORES DIESEL DE EMERGÊNCIA
TROCADOR DE CALOR CONVENCIONAL
CONDENSADOR DA TURBINA
TROCADOR DE CALOR DOS COMPONENTES DE SEGURANÇA
TROCADOR DE CALOR DO SISTEMA FECHADO DE SEGURANÇA
BOMBA DE ÁGUA DE REFRIGERAÇÃO
BOMBA DE AGUA DE REFRIGERAÇÃO DOS CONDENSADORES (CIRCULAÇÃO) (72,5 m /s)
BOMBA DE ÁGUA DE SERVIÇO DE SEGURANÇA (4,5 m³/s)
ESTRUTURA DE TOMADA DE ÁGUA
UPC
UQB
MAR ITAORNA (77m³/s)

FONTE: ELETRONUCLEAR

2.5.2 Descrição dos Sistemas de Lançamento e Tratamento de Efluentes Líquidos

Os efluentes líquidos convencionais e radiológicos gerados na área da CNAAA provêm dos sistemas de refrigeração principal (água de circulação), dos sistemas de água de refrigeração de serviço (trocadores de calor dos sistemas de refrigeração dos componentes convencionais e de segurança) (ver Figura 14 do capítulo 2.5.1), de tanques de neutralização, do sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais e dos sistemas de tratamento de efluentes sanitários de cada uma das três usinas.

Em cada usina da CNAAA em operação (Angra 1 e 2) e para os esgotos sanitários domésticos efluentes dos prédios de apoio às Usinas da CNAAA, há uma estação de tratamento de esgotos sanitários. As estações foram projetadas para atender as condições normais de operação das usinas e as paradas para manutenção.

À semelhança da usina de referência Angra 2, Angra 3 terá também uma estação de tratamento de esgotos sanitários do tipo lodo ativado e aeração prolongada. Maiores detalhes são apresentados no item 2.10.3.1, neste documento.

2.5.3 Sistema de Geração de Energia e Unidades Operacionais

Os principais dados caracterizadores do Sistema de Geração de Energia da usina de Angra 3 são apresentados na Tabela 14 abaixo.

Tabela 14 – Características do Sistema de Geração de Energia.

Tipo de Reator:	PWR – Pressurized Water Reactor
Fabricante / fornecedor:	GHH gmbh – Gütehoffnungshütte (Firma alemã) / KWU (atual Framatome - ANP)
Características do Combustível:	Urânio enriquecido
Procedência:	Alemanha
Potência Térmica do Reator:	3.765 MW_t
Potência Elétrica da Usina:	1.350 MW_e
Eficiência Térmica da Usina:	Aprox. 34%
Vida Útil da Usina:	40 anos, prorrogáveis para mais 10 anos

Fonte: Eletronuclear

2.5.3.1 Circuito Primário

O reator de Angra 3, do tipo PWR, resfriado e moderado à água leve pressurizada a 157 bar, com potência térmica de 3.765 MW_t e potência elétrica de 1.350 MW_e, compõe-se basicamente de um vaso de pressão e um núcleo. O vaso de pressão é um cilindro com 5 m de diâmetro interno, 9,8 m de altura, 25,6 cm de espessura de parede e 506 toneladas de peso, fabricado em aço forjado de baixa liga e granulação fina, com revestimento interno em aço inoxidável, fabricado pela firma alemã Gütehoffnungshütte.

O núcleo é formado pelas estruturas de suporte dos 193 elementos combustíveis, pelos elementos combustíveis, que são justapostos de modo a formar uma geometria aproximadamente octogonal, e pelas barras de controle (Figura 15 e Figura 16). A tampa do vaso e a parte superior da estrutura de suporte e fixação do núcleo são removíveis, para permitir a recarga dos elementos combustíveis. O calor proveniente do processo de fissão do combustível é gerado no núcleo do reator.

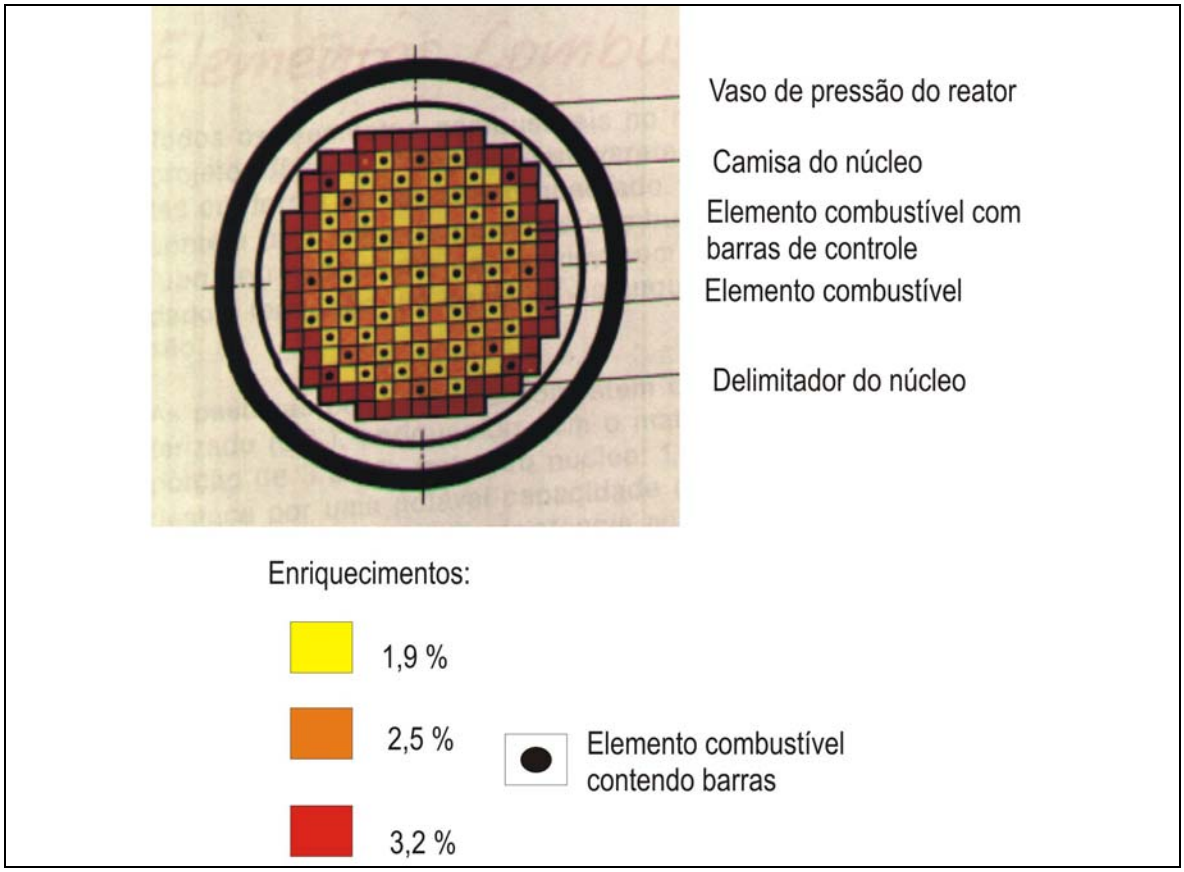


Figura 15 – Corte transversal do reator.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

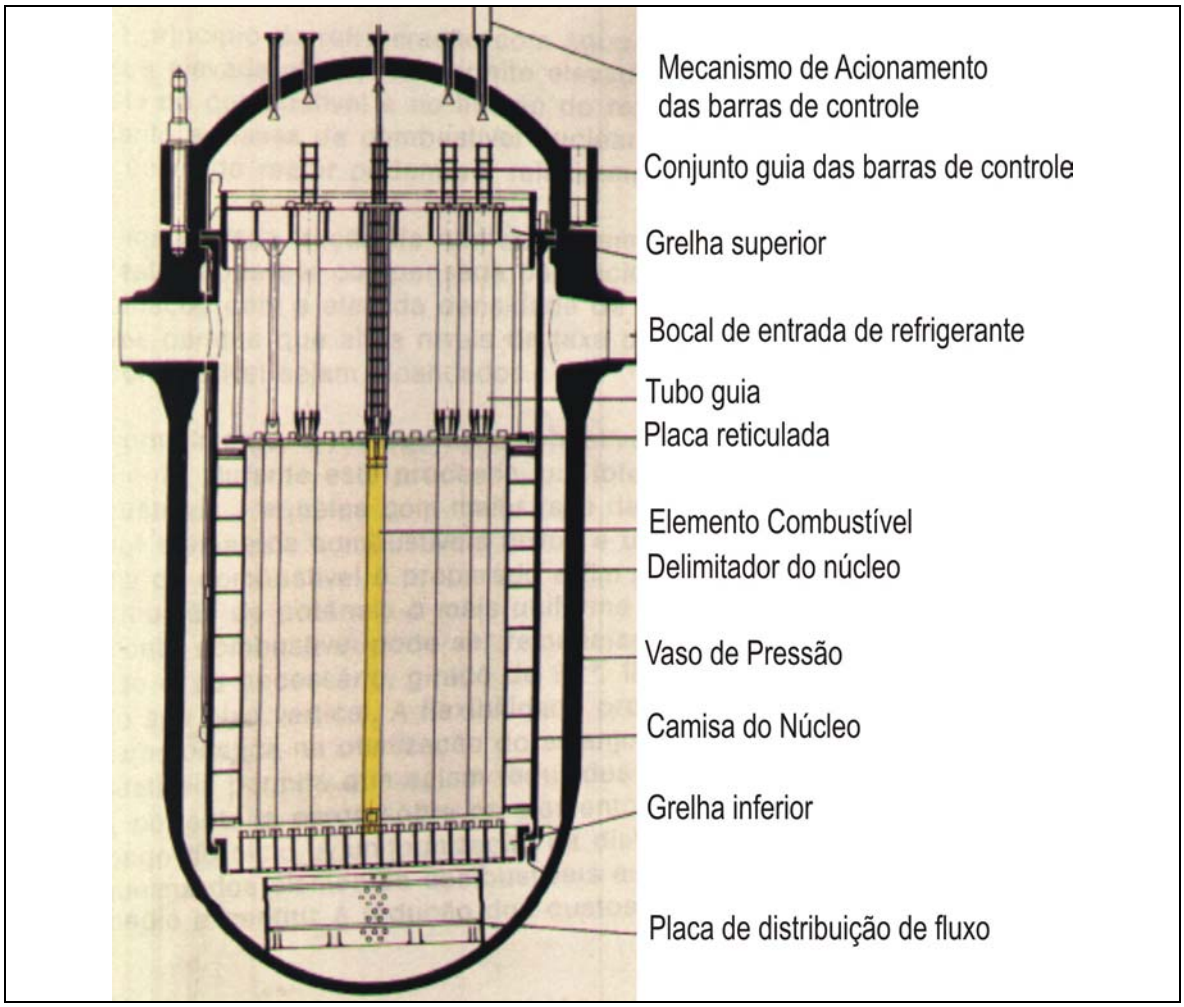


Figura 16 – Corte longitudinal do reator.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

O combustível nuclear do reator é o urânio enriquecido, presente na forma de pastilhas cerâmicas de dióxido de urânio, de formato cilíndrico, tendo cada pastilha 9,11 mm de diâmetro e 11 mm de altura, empilhadas no interior de tubos fabricados de uma liga de zircônio e estanho ("Zircaloy 4"); esses tubos comumente denominados "varetas de combustível" (Figura 17), são hermeticamente fechados e internamente pressurizados com gás hélio, que reduz as tensões e deformações durante a operação nuclear, bem como aumenta a resistência à fadiga de material. Varetas de combustíveis são montadas em "elementos combustíveis", sendo o núcleo completo de combustível nuclear constituído de um total de 193 elementos combustíveis, cada um deles com 236 varetas de combustível.

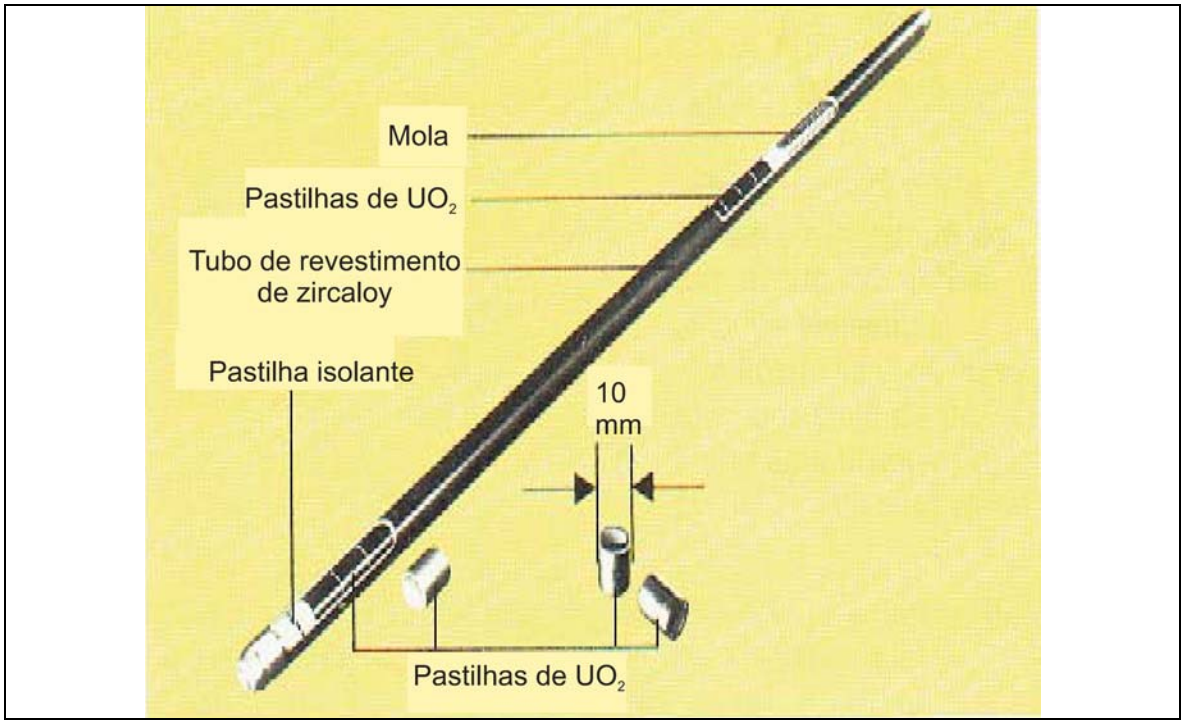


Figura 17 – Vareta de combustível com pastilhas de dióxido de urânio.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

No interior do vaso de pressão do reator são introduzidos aproximadamente 105 toneladas de dióxido de urânio na forma de pastilhas cerâmicas, que se destacam por sua notável capacidade de retenção dos chamados "produtos de fissão" derivados das reações nucleares, bem como por sua resistência ao ataque químico do meio refrigerante.

Para maior economia dos nêutrons gerados no reator e melhor aproveitamento da energia potencial do combustível, que resulta em ciclos de vida mais longos, de 18 a 24 meses, bem como para proteger o vaso de pressão contra a fragilização imposta pelo alto fluxo neutrônico, o núcleo inicial é carregado com um sistema de baixa fuga de nêutrons (*in-out*) com elementos combustíveis de três valores de enriquecimento (em peso) de urânio 235: 1,9%, 2,5% e 3,2%. Na região central do núcleo são colocados elementos combustíveis com 2,5% de enriquecimento, combinados com elementos com 1,9%; na região intermediária mais próxima do centro, elementos com 2,5% combinados com elementos com 3,2%; na região intermediária mais próxima à borda, elementos com 3,2% e, na borda, elementos com 1,9%.

Em cada recarga do reator, cerca de um terço dos elementos combustíveis presentes no núcleo é substituído por quantidade equivalente de elementos combustíveis novos, de acordo com o esquema conhecido como *in-out*, em que os novos elementos combustíveis, com enriquecimento igual ou maior a 3,2%, são distribuídos nas regiões central e intermediária próxima à borda, associadamente aos elementos mais reativos do ciclo anterior, que poderão

ser remanejados para garantir uma geração de potência mais uniforme no núcleo. Dos restantes, cerca de dois terços dos elementos combustíveis menos reativos do ciclo anterior, aproximadamente um terço é transferido para a piscina de combustíveis irradiados e um terço é posicionado na periferia do núcleo. O enriquecimento dos elementos combustíveis novos é aumentado progressivamente de 3,6 a 4,3% nas recargas subseqüentes.

Visando o estabelecimento da reatividade inicial desejada e o "achatamento" da distribuição axial de potência do reator para minimizar os fatores de pico de potência, são utilizadas no núcleo varetas de "veneno queimável", contendo gadolínio, que é um excelente absorvedor de nêutrons. O núcleo do reator dispõe de 193 elementos combustíveis, cada um com 3,9 m de altura e 832 kg de peso, sendo 542 kg de urânio. O elemento combustível é composto de 236 varetas e 20 tubos-guia, distribuídos em arranjos de 16 x 16 unidades e mantidos no lugar por grades espaçadoras (Figura 18). Para minimizar os picos de potência, será realizada substituição de varetas de urânio (apenas 4, 8 ou 12) por varetas com gadolínio misturado ao urânio. Em Angra 3 serão utilizados elementos combustíveis do tipo *fuel assembly with optimized cladding and upgraded structure* (montagem de combustível com revestimento otimizado e estrutura aperfeiçoada), que apresentam vantagens construtivas e operacionais em relação aos do tipo convencional.

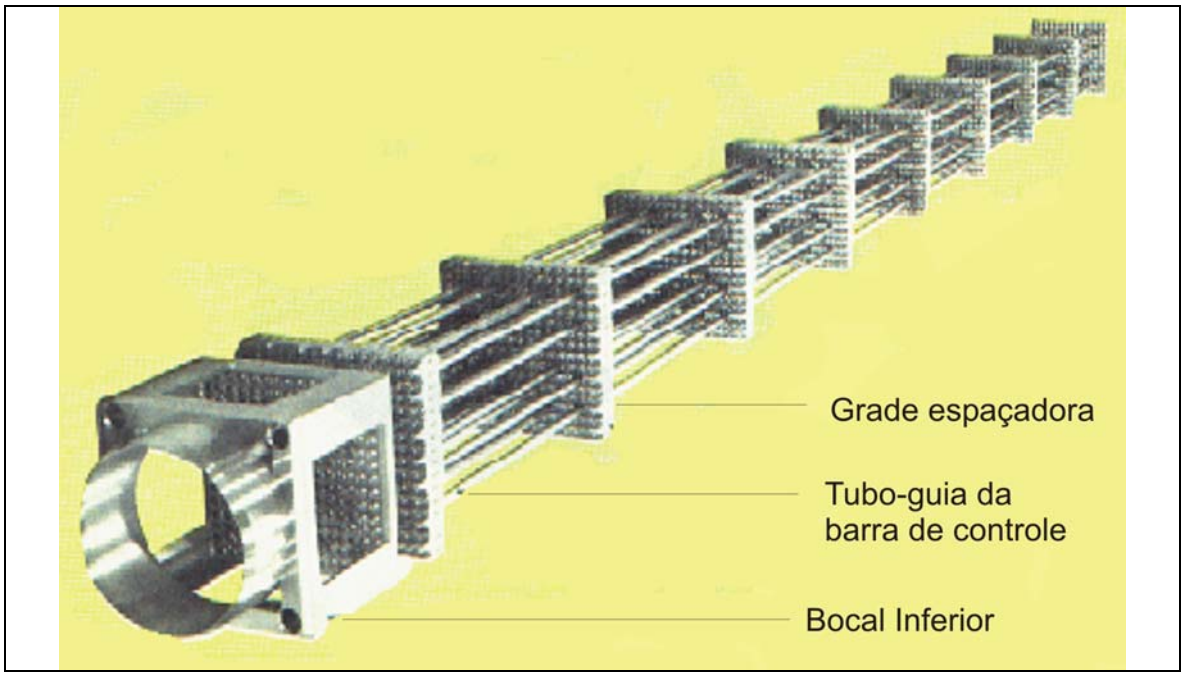


Figura 18 – Elemento combustível.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

As barras de controle (61 unidades) são utilizadas para controlar a potência e possibilitar o desligamento rápido do reator, sendo distribuídas em grupos de 20 varetas absorvedoras presas pela extremidade superior a uma peça que, pelo seu formato, é chamada

de "aranha". As varetas absorvedoras movimentam-se verticalmente, dentro de tubos-guia situados no interior de 61 dos 193 elementos combustíveis (Figura 19), e são fabricadas com uma liga fortemente absorvedora de nêutrons, composta de 80% de prata, 15% de índio e 5% de cádmio. Cada barra de controle é acionada por um mecanismo eletromagnético, montado sobre a tampa do vaso do reator. O desligamento rápido do reator, interrompendo instantaneamente a reação em cadeia, ocorre com a queda por gravidade, dentro do núcleo, de todas as barras de controle, mediante a interrupção da corrente elétrica nas bobinas de atracamento desses mecanismos. Os elementos combustíveis e suas respectivas barras de controle podem ser retirados e recolocados como uma unidade integrada, durante o recarregamento do núcleo do reator.

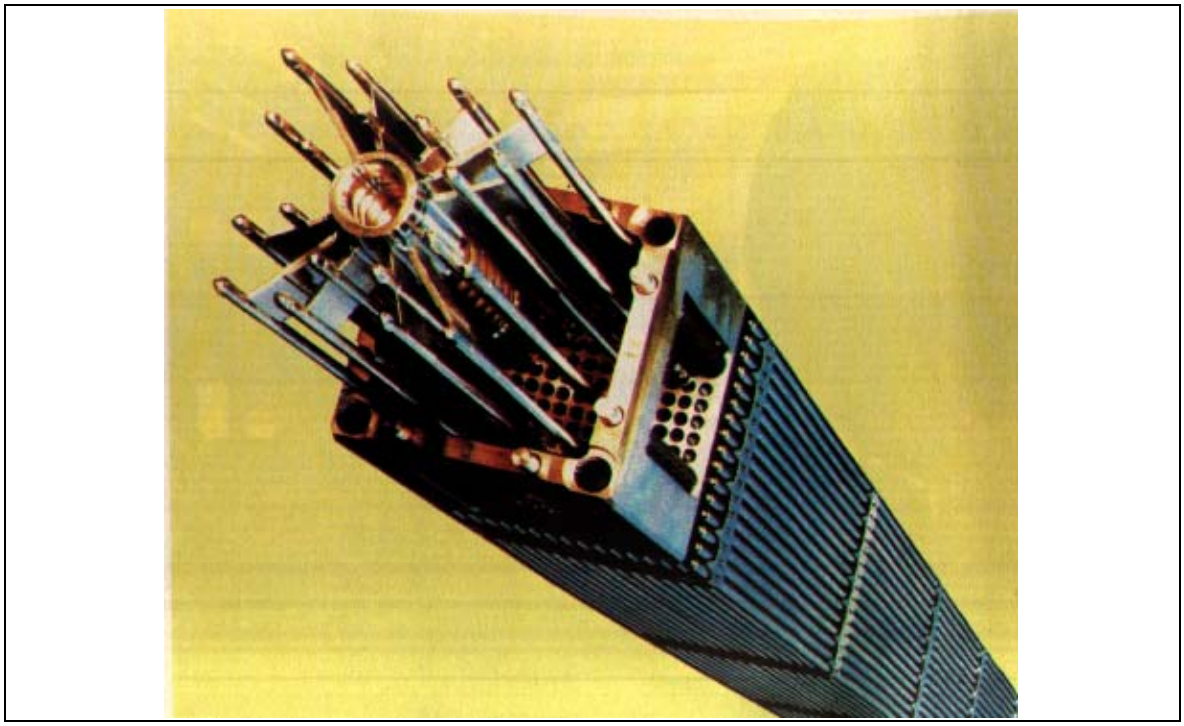


Figura 19 – Elemento combustível com barra de controle.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

O sistema de refrigeração do núcleo do reator (Figura 20) remove o calor liberado pelo combustível nuclear (3.765 MW_t) e o proveniente da dissipação de potência das quatro bombas de refrigeração do reator (17 MW_t) e os transporta para os quatro geradores de vapor. A refrigeração é proporcionada pela água contida no sistema, que serve também para reduzir a velocidade dos nêutrons, propiciando condições adequadas para a fissão nuclear; para absorver nêutrons, em função da concentração de boro na água, que tende a reduzir o número de nêutrons; e para controlar ou interromper a reação em cadeia.

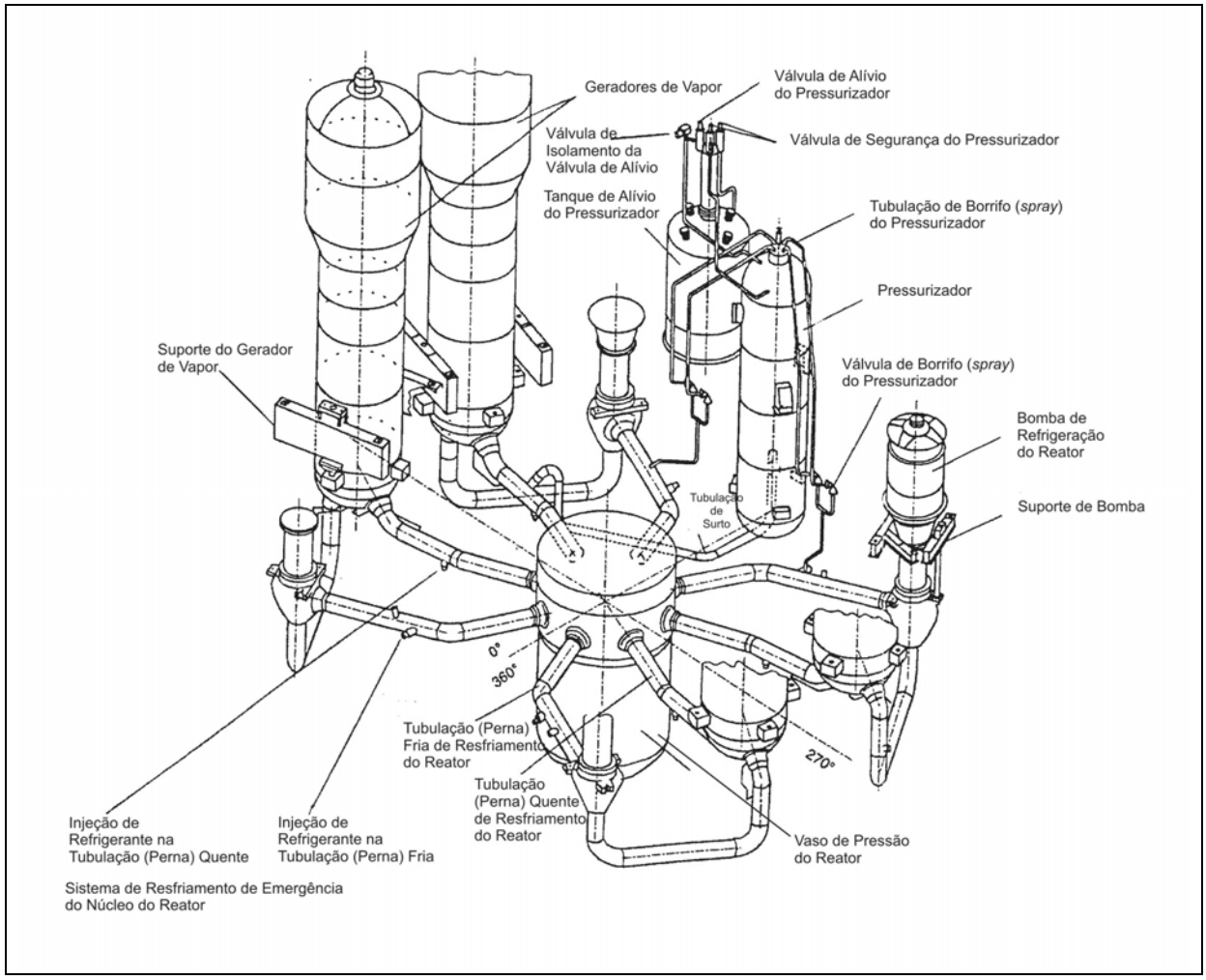

Geradores de Vapor
Válvula de Alívio do Pressurizador
Válvula de Isolamento da Válvula de Alívio
Válvula de Segurança do Pressurizador
Tanque de Alívio do Pressurizador
Tubulação de Borrifo (spray) do Pressurizador
Pressurizador
Suporte do Gerador de Vapor
Válvula de Borrifo (spray) do Pressurizador
Bomba de Refrigeração do Reator
Tubulação de Surto
Suporte de Bomba
0°
360°
270°
Tubulação (Perna) Fria de Resfriamento do Reator
Tubulação (Perna) Quente de Resfriamento do Reator
Injeção de Refrigerante na Tubulação (Perna) Quente
Injeção de Refrigerante na Tubulação (Perna) Fria
Vaso de Pressão do Reator
Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo do Reator

Figura 20 – Perspectiva isométrica do sistema de refrigeração do reator.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

A água de refrigeração do núcleo circula com uma vazão de 18.800 kg/s, por quatro circuitos fechados, cada um deles contendo uma bomba de refrigeração e um gerador de vapor. As quatro bombas de refrigeração são do tipo "centrífugo, vertical, de um estágio", sendo cada uma delas acionada por um motor elétrico de velocidade constante de grande potência (7,5 MW operando a temperatura ambiente e 5,6 MW operando com a água na temperatura nominal de funcionamento). Os quatro geradores de vapor propiciam a transferência de energia térmica da água de refrigeração do reator (circuito primário) para a água do circuito secundário do reator, em direção às turbinas e ao gerador elétrico acionado pelas mesmas (Figura 21).

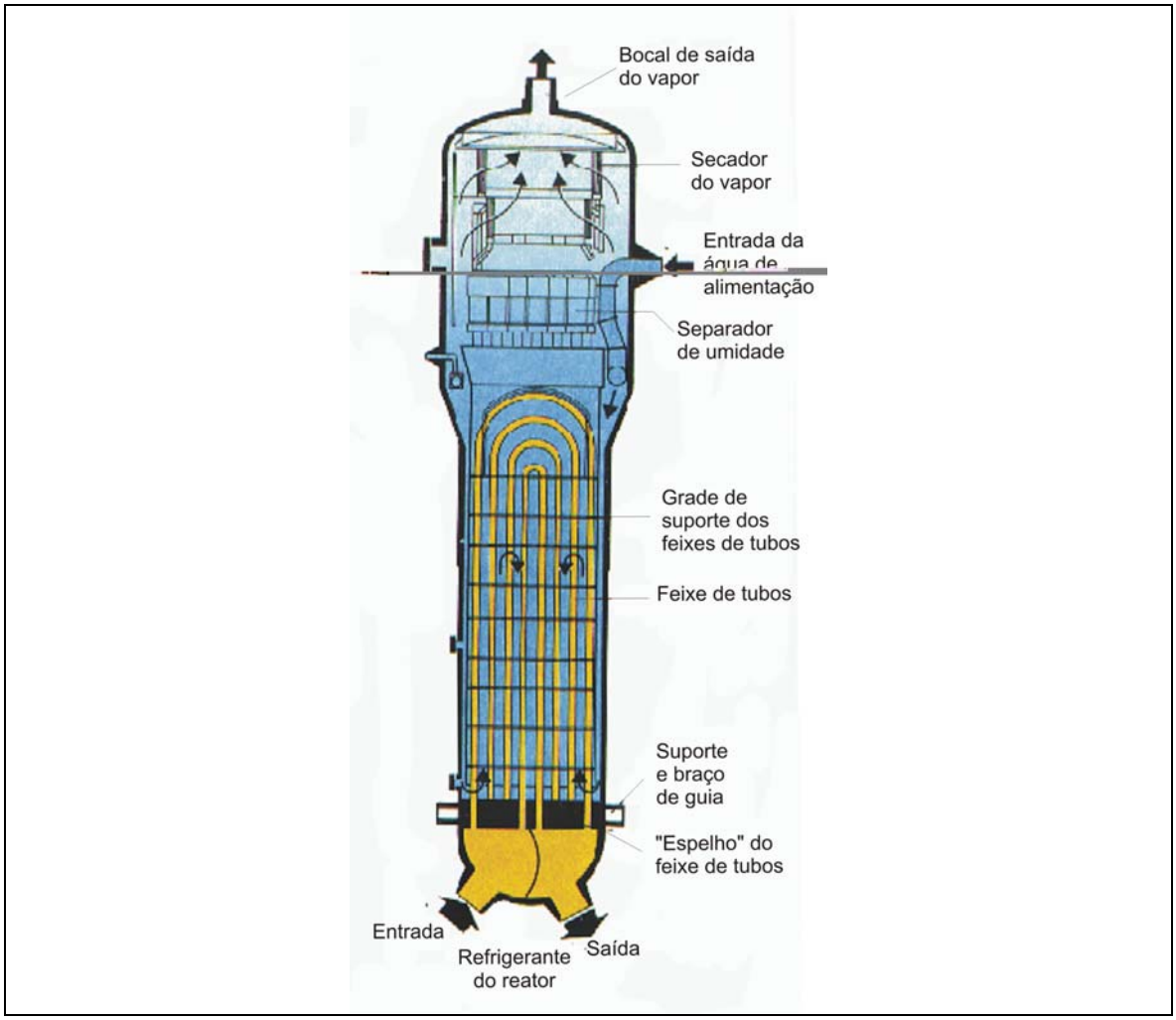


Figura 21 – Corte longitudinal do gerador de vapor.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

A água de refrigeração entra pela parte inferior do núcleo do reator à temperatura de 291,3°C e sai pela parte superior a 326,1°C, com o reator a plena potência, sendo mantida na condição de líquido sub-resfriado a uma pressão constante de 157 bar_{man} por meio do pressurizador localizado em um dos circuitos de refrigeração do reator (Figura 22). No pressurizador está localizada a única região do ciclo primário que contém vapor e líquido saturado. Por meio da vaporização desse líquido, com aquecedores elétricos, e da condensação do vapor se mantém automaticamente constante a pressão do sistema de refrigeração do reator. Este sistema absorve os eventuais surtos (contração e expansão da água de refrigeração provocadas por desequilíbrios entre a potência do reator e a carga do grupo turbogerador).

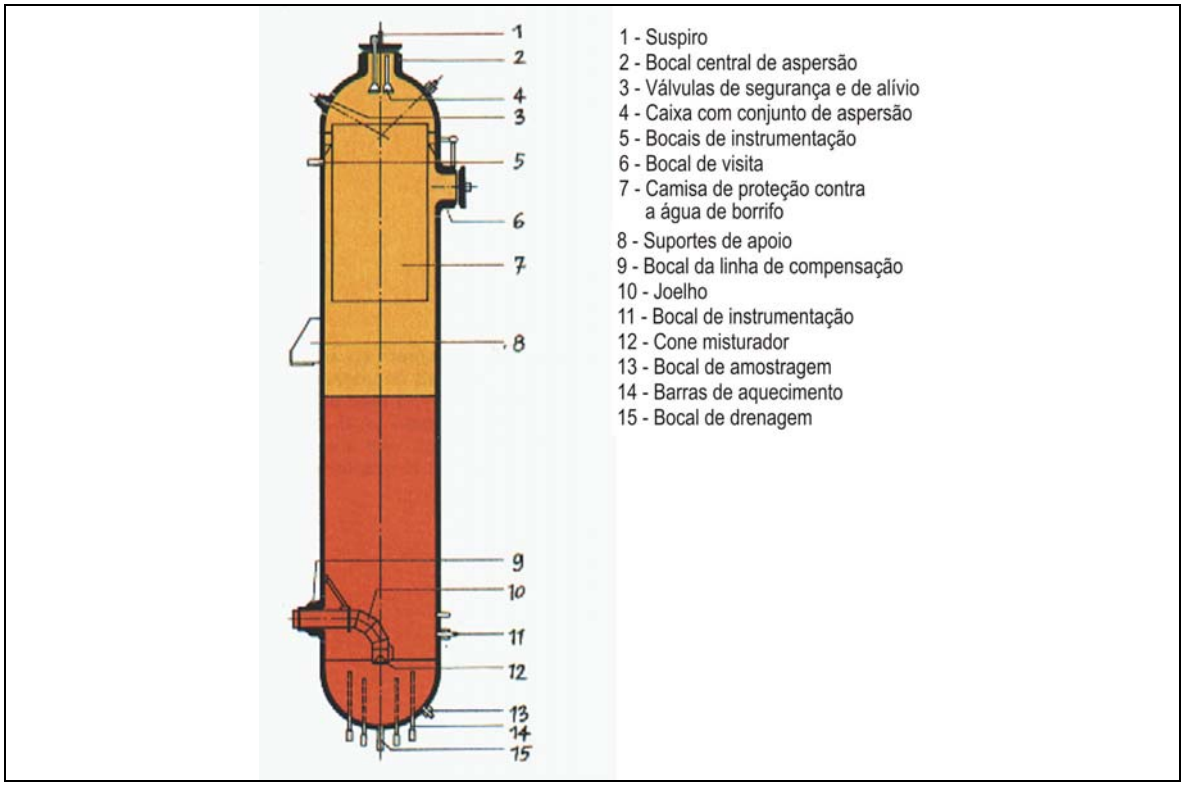

1 - Suspiro
2 - Bocal central de aspersão
3 - Válvulas de segurança e de alívio
4 - Caixa com conjunto de aspersão
5 - Bocais de instrumentação
6 - Bocal de visita
7 - Camisa de proteção contra a água de borrifo
8 - Suportes de apoio
9 - Bocal da linha de compensação
10 - Joelho
11 - Bocal de instrumentação
12 - Cone misturador
13 - Bocal de amostragem
14 - Barras de aquecimento
15 - Bocal de drenagem

Figura 22 – Corte longitudinal do pressurizador
Fonte: NATRONTEC (1999a)

Os geradores de vapor são instalados em uma cota superior à do reator, para promover o resfriamento natural do núcleo no caso extremo de perda das quatro bombas. O sistema de refrigeração é fechado e separado dos circuitos de água e vapor do circuito secundário, constituindo, assim, uma das barreiras contra a liberação de radioisótopos para o meio ambiente, o que torna desnecessária a blindagem radiológica da turbina. O sistema permite otimizar as condições químicas da água e dos materiais empregados nos sistemas dos circuitos primário e secundário, minimizando a corrosão dos componentes e a contaminação radioativa dos sistemas do circuito primário.

2.5.3.2 Circuito Secundário

O circuito secundário compreende o espaço entre os feixes tubulares e a carcaça dos geradores de vapor; um grupo uniaxial turbogerador com 1.800 rpm de velocidade, 1.350 MW_e de potência nominal e 1.275 MW_e de potência líquida, composto de uma turbina de alta pressão e três de baixa pressão acopladas a um gerador elétrico; três condensadores; três bombas de condensado e água de alimentação; e três conjuntos de aquecedores de baixa e dois de alta pressão.

O gerador de vapor é um trocador de calor de superfície montado verticalmente, com 21,5 m de altura e 480 toneladas de peso, dotado de um feixe de tubos em forma de U

fabricado com uma liga especial (Incoloy 800). A água de refrigeração do reator flui dentro dos tubos de cada gerador de vapor a uma vazão de 4.400 kg/s, transferindo calor para a água de alimentação, que é bombeada para o interior das carcaças dos geradores de vapor.

O vapor saturado seco a 63,5 bar_{man} e 280,3°C, aí gerado, é conduzido com uma vazão de 2.056 kg/s para acionar as turbinas e em seguida é condensado nos condensadores, ao trocar calor com a água do mar que circula dentro dos tubos. Esse condensado, constituído de água desmineralizada, hidrazina e amônia para prevenir a corrosão e combater a presença de oxigênio dissolvido, é novamente bombeado para os quatros geradores de vapor pelas bombas de condensado e de água de alimentação, a uma vazão de 514 kg/s, com aquecimento gradativo até 218°C no percurso, por meio de trens de trocadores de calor que utilizam o vapor extraído das turbinas. Os feixes tubulares dos geradores de vapor constituem, além disso, barreiras que impedem a passagem de impurezas radioativas, eventualmente existentes no circuito primário, para o circuito secundário de água-vapor.

2.5.3.3 Circuito de Água de Resfriamento

A água de resfriamento, utilizada para a condensação do vapor de exaustão das turbinas de baixa pressão, é captada no mar, na enseada de Itaorna. Ao atravessar os condensadores, a elevação de temperatura da água de resfriamento é de 8°C com a usina operando com sua potência total. As temperaturas mínima e máxima da água do mar a 8m de profundidade na captação de água de Angra 2 são de 17,5°C a 30,7°C e de 25,5°C a 38,7°C na descarga.

Para evitar a incrustação biológica marinha, também chamada de bioincrustração, dos equipamentos e sistemas que têm contato com a água do mar, nela será aplicado hipoclorito de sódio como biocida. A descrição sucinta do processo de produção e da aplicação do biocida é apresentada a seguir (item 2.5.3.4.5).

2.5.3.4 Principais Sistemas Auxiliares

2.5.3.4.1 Sistema de controle de volume

Durante as operações de partida e parada da usina e nas variações no nível de potência, ocorrem variações na densidade e na quantidade da água de refrigeração do reator, induzidas por variações na temperatura desta. Tais alterações são compensadas pelo sistema de controle de volume, que atua em função da variação de nível do pressurizador, armazenando temporariamente a água de refrigeração em excesso e devolvendo-a ao circuito primário quando a complementação é necessária.

O fluxo normalmente desviado, por hora, do sistema de refrigeração do reator continuamente para o sistema de controle de volume corresponde a 10% da massa total da água de refrigeração, mas pode chegar a 20% com duas bombas de carregamento operando simultaneamente. O desvio é feito através dos trocadores de íons (leitos de resina de troca iônica) e de um desgaseificador. As partes do sistema localizadas além do trocador de íons

e/ou do desgaseificador contêm água de refrigeração, cuja concentração de radionuclídeos já foi reduzida, ficando de 10 a 1.000 vezes menor, com exceção do césio. Com a desgaseificação, a concentração de gases nobres, inicialmente existentes no refrigerante do reator é reduzida de 100 vezes.

2.5.3.4.2 Sistema de purificação da água de refrigeração do reator

As substâncias radioativas produzidas na fissão nuclear são predominantemente sólidas, como os isótopos de césio, cério e estrôncio; estes ficam retidos na microestrutura do material combustível e passam para a água de refrigeração por fissuras microscópicas eventualmente surgidas nas paredes de algumas varetas de combustível. Na água de refrigeração, além disso, devido à sua exposição ao fluxo neutrônico no núcleo do reator, formam-se radioisótopos de cobalto, ferro e manganês, a partir de mínimas quantidades de produtos de corrosão/erosão presentes nessa água, mas cuja formação não pode ser totalmente evitada.

Há também substâncias radioativas gasosas, como iodo, xenônio e criptônio, que escapam da microestrutura do combustível e se acumulam nos plenos de gás de fissão das varetas de combustível, passando parcialmente para a água de refrigeração por eventuais fissuras nas paredes de algumas varetas. O trício, radioisótopo do hidrogênio, é gerado na própria água de refrigeração a partir do boro utilizado no controle da reatividade do reator, enquanto o radioisótopo Nitrogênio-16 resulta da ativação neutrônica sofrida pelo oxigênio dissolvido na água de refrigeração.

Para fins de purificação e desgaseificação, uma parte do fluxo total de água de refrigeração que circula no reator é extraída continuamente pelo sistema de controle de volume, purificada em leito de resinas trocadoras de íons contidas em filtros de leito misto e reinjetada no sistema de refrigeração do reator. Um dos leitos é carregado com Li+ e o outro com H+. O trocador de lítio é o mais usado e, quando é preciso reduzir a concentração de lítio ou césio, o trocador de H+ é posto em operação.

Entretanto, como essas resinas trocadoras de íons não podem reter gases nobres (como são os radioisótopos de xenônio e de criptônio produzidos na fissão nuclear), nem oxigênio gasoso livre (produzido por radiólise da água no núcleo do reator), assim como também não podem reter hidrogênio gasoso (injetado na água de refrigeração com a finalidade de reduzir a presença de oxigênio livre nesse líquido), a extração desses gases é feita pelo desgaseificador, conectado ao sistema de controle de volume, após o sistema de purificação. Esses mesmos gases são também extraídos continuamente, através do arraste com nitrogênio gasoso de todos os sistemas auxiliares que contém água de refrigeração do reator, e, posteriormente, enviados para o sistema de tratamento de rejeitos gasosos radioativos.

2.5.3.4.3 Sistema de tratamento e de armazenamento da água de refrigeração do reator

Diariamente, a concentração de ácido bórico diluído na água de refrigeração tem que ser reduzida, a fim de compensar a taxa de queima (*burn-up*) do combustível, que depende da

potência e do tempo de operação do reator. A redução é feita mediante a substituição de parte da água de refrigeração, em quantidades crescentes ao longo do ciclo de vida do combustível, determinadas pelo sistema de controle de ácido bórico, devendo corresponder a uma redução de 3 ppm de boro por dia. A água de refrigeração retirada é transferida, após purificação, para um tanque de armazenamento e posteriormente enviada ao sistema de tratamento que, por sua vez a separa em água desmineralizada e solução concentrada de ácido bórico. Esses produtos são novamente armazenados e, quando necessário, reinjetados no reator pelo sistema de controle de ácido bórico.

2.5.3.4.4 Sistema de controle de produtos químicos

Esse sistema permite a injeção no sistema de refrigeração do reator, para fins de inibição de mecanismos de corrosão, de hidróxido de lítio (para ajuste do valor do pH) e de hidrazina (para eliminação de oxigênio dissolvido). A injeção de hidrazina é feita unicamente no retorno do reator à operação (após paradas para recarga de combustível nuclear, por exemplo), caso necessário.

2.5.3.4.5 Produção de Hipoclorito de Sódio e sua aplicação como agente biocida na água do mar

A incrustação biológica marinha é um processo resultante do crescimento de bactérias, algas e invertebrados sésseis (fixos) sobre superfícies. Embora a incrustação marinha seja um processo natural, quando desenvolvida sobre estruturas feitas pelo ser humano, estimula a corrosão, aumenta a massa da instalação e confere uma distorção das configurações iniciais das estruturas.

A usina Angra 3 será provida de sistema análogo ao da usina Angra 2 de produção/injeção de hipoclorito de sódio na água do mar para resfriamento dos condensadores principais.

O íon hipoclorito é produzido em unidades de eletrólise por oxidação anódica dos íons cloreto disponíveis na água do mar. Cada usina, , tem seu sistema próprio de produção de solução a 2,5 g/L de hipoclorito de sódio em células de eletrólise.

A água do mar contém cerca de 33 g/L de cloreto de sódio (NaCl), dos quais aproximadamente 8% são convertidos em hipoclorito de sódio nos sistemas de produção. Nesse processo de produção eletrolítica de hipoclorito de sódio, é gerado hidrogênio (gasoso) como sub-produto. O hidrogênio gerado (cerca de 130 m^3/h, na unidade de produção da usina Angra 2) é liberado para a atmosfera sem sofrer nenhum tratamento, por desnecessário.

A unidade de produção de hipoclorito de sódio de Angra 2 produz até 180 m^3/h de solução de hipoclorito de sódio a 2,5 g/L. Mas essa produção é controlada em função das necessidades de injeção contínua dessa solução na água do mar que é captada na Tomada d'Água (UPC) da usina e é utilizada como água de resfriamento nos condensadores principais. A solução de hipoclorito de sódio é injetada nessa água captada do mar, de modo que, por

mistura/diluição nos até 80 m^3/s de água captada, resulte uma concentração de hipoclorito de sódio de até 1 ppm (1 miligrama por quilo de água do mar).

O parâmetro de controle - nesse processo de produção e de injeção de hipoclorito de sódio na água do mar captada - é o valor da concentração de hipoclorito na água do mar lançada no poço de selagem principal, mantida em 0,2 a 0,3 ppm (0,2 a 0,3 miligramas por quilo de água do mar) e que depende do "consumo" de hipoclorito pela matéria orgânica existente na água do mar captada. É que o teor de matéria orgânica na água do mar é variável, dependendo das estações do ano, temperatura da água, etc..

O sistema de produção de hipoclorito de sódio basicamente não armazena esse produto, que é injetado na Tomada d'Água (UPC), na mesma quantidade em que é produzido. Assim, se menos hipoclorito de sódio é requerido na injeção na Tomada d'Água (porque o "consumo" desse produto pela matéria orgânica tenha diminuído), a produção de hipoclorito de sódio é reduzida e ajustada ao valor necessário, através da redução da densidade de corrente nos eletrodos das células eletrolíticas das unidades de produção, mantendo-se a vazão de processo de 160 a 180 m^3/h constante. A diminuição do consumo de energia elétrica nas células de eletrólise acarreta menores densidades de corrente elétrica e, conseqüentemente, menor produção (menor concentração) de hipoclorito de sódio (e de hidrogênio, como sub-produto). Se maiores quantidades de hipoclorito de sódio são necessárias em um determinado período de tempo (porque o "consumo" desse produto pela matéria orgânica presente na água do mar captada tenha aumentado), aumenta-se a aplicação de energia nas células eletrolíticas pelo aumento da densidade de corrente nos eletrodos; com isso, se produz uma solução mais concentrada do produto e uma concentração também maior de hipoclorito de sódio na água do mar captada, na qual o produto é injetado.

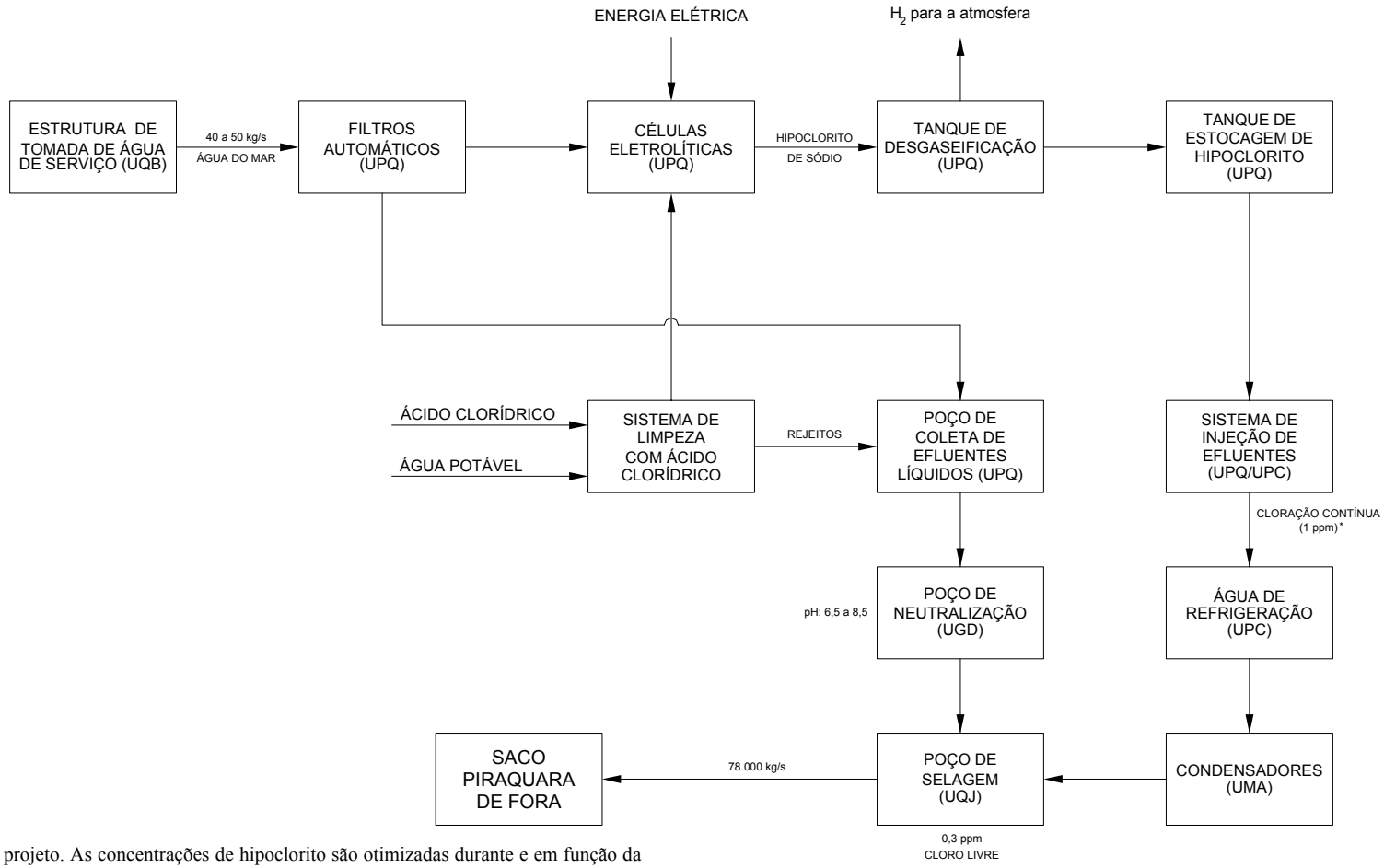
Ocasionalmente, os bancos de células eletrolíticas precisam ter removidos os depósitos de cálcio e magnésio formados no interior das próprias células. Esses depósitos são formados por carbonatos/hidróxidos de cálcio e magnésio, derivados da própria composição da água do mar, que contém íons Ca^{2+} e Mg^{2+} em quantidades apreciáveis, sendo parte inerente ao próprio processo de eletrólise da água do mar para a produção de íons hipoclorito. A formação desses depósitos diminui progressivamente o rendimento de produção de hipoclorito de sódio, os quais também tendem a obstruir o fluxo normal de líquidos que passa através das células eletrolíticas.

A remoção desses resíduos sólidos é simplesmente efetuada pelo tratamento com ácido clorídrico, injetado em forma de uma solução a 5% HCl no interior das células. Os resíduos sólidos de carbonatos/hidróxidos de cálcio e magnésio reagem prontamente com o ácido presente, regenerando os íons Ca^{2+} e Mg^{2+} em solução, sendo assim completamente eliminados. Os líquidos resultantes desse tratamento contém ainda ácido clorídrico livre e são neutralizados e trazidos à faixa de pH entre 5 e 9, antes de serem transferidos para o sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais de Angra 2, onde são misturados aos demais efluentes líquidos convencionais de outras fontes.

O esquema de produção de hipoclorito de sódio a partir da água do mar na usina de Angra 2 é mostrado na . É necessário aqui ressaltar o fato de que o antigo procedimento de "dosagens de choque" que havia sido previsto no projeto original do sistema de tratamento biocida da usina Angra 2, foi integralmente abandonado e jamais praticado. O único procedimento adotado é o da "dosagem contínua", nas duas usinas da CNAAA, assim como o será também na usina Angra 3.

Figura 23 – Angra 2 - Esquema da produção de solução de hipoclorito de sódio a partir da água do mar e injeção do produto na tomada d´água

Fonte: NATRONTEC, 1999a.



∗ Valores máximos de projeto. As concentrações de hipoclorito são otimizadas durante e em função da operação da usina de maneira a se obter 0,3 ppm no efluente do processo.

NOTA - As drenagens de processo, bem como a drenagem das bacias de contenção são encaminhadas por canaletas para o poço de coleta.

2.5.3.5 Principais Sistemas Complementares

2.5.3.5.1 Sistema de ventilação

O ar ambiente na área de acesso controlado pode conter substâncias radioativas, provenientes de vazamentos de drenos ou dos trabalhos de manutenção em sistemas que contenham produtos radioativos. Para remover essas substâncias, os ramais de exaustão do sistema de ventilação de Angra 3 serão equipados com filtros mecânicos, para sólidos particulados, bem como de carvão ativado, para iodo gasoso.

No envoltório da contenção do reator, a contaminação radioativa pode resultar da ativação do ar próximo ao vaso de pressão do reator, por reações de captura de nêutrons, e de vazamentos eventuais no circuito primário, que podem liberar pequenas quantidades de substâncias radioativas no ar circundante. Em todos esses casos, a contaminação só é capaz de atingir as salas dos equipamentos. O principal produto da ativação do ar é o argônio 41 e a ativação ocorre somente na região imediatamente ao redor do vaso de pressão do reator. Qualquer produto radioativo disperso no ar e gases são removidos por filtragem ou purga do ar.

2.5.3.5.2 Sistema de tratamento de rejeitos gasosos radioativos

Os espaços vazios dos tanques (exceto o de controle de volume) e dos componentes que contêm ou processam a água de refrigeração, são mantidos com pressão subatmosférica, com o objetivo de evitar o vazamento de gases de fissão para a área de acesso controlado da usina. Devido à redução de pressão nesses tanques, em sua área livre são encontrados gases de fissão, hidrogênio e, em caso de vazamento nos sistemas, ar e oxigênio. Para evitar altas concentrações de hidrogênio, que tendem a formar misturas explosivas em contato com o oxigênio, é feita uma renovação constante do ar na área gasosa dos tanques, através de uma circulação forçada de nitrogênio pelos compressores do sistema. Isso mantém a concentração de hidrogênio em um valor seguro, abaixo de 4%. O fluxo de circulação é enviado para um recombinador, de hidrogênio e oxigênio, formando água.

Pelos compressores e nos recombinadores circula também, continuamente, um fluxo de gases extraídos pelo desgaseificador dos sistemas que contêm água de refrigeração ou que são arrastados por meio de nitrogênio. Uma parte desse fluxo passa por um leito de retardo com carvão ativado, onde os átomos de xenônio e criptônio são retidos, por mais de 60 dias e por mais de 60 horas, respectivamente, através de sucessivas adsorções e dessorções, propiciando uma redução substancial de sua atividade radioatividade.

2.5.3.5.3 Sistema de tratamento de rejeitos líquidos radioativos

Esse sistema foi projetado para tratar anualmente cerca de 20.000 m^3 de rejeitos líquidos radioativos provenientes do sistema de refrigeração do reator, dos laboratórios, dos sistemas de descontaminação e da lavanderia. O tratamento inclui filtração, evaporação e precipitação química. Os rejeitos líquidos tratados são transferidos para tanques de

monitoramento e só são liberados para descarga quando a concentração de substâncias radioativas situa-se abaixo dos limites estabelecidos pelos órgãos de controle ambiental. Se tal concentração não é obtida, os rejeitos são devolvidos ao sistema de tratamento e novamente submetidos ao processo de purificação. Válvulas de descarga que se intertravam automaticamente impedem a liberação de efluentes líquidos que contenham doses inadmissíveis de produtos radioativos para o meio externo.

Os resíduos dos evaporadores, são descarregados nos tanques de concentrados, para serem encaminhados ao sistema de processamento de rejeitos sólidos radioativos.

2.5.4 Sistema de Transmissão de Energia Elétrica

De acordo com a configuração atual do circuito elétrico da CNAAA, a energia elétrica gerada em 60 Hz e 25 kV pelo gerador elétrico alimenta a rede de alta tensão de 500 kV, por intermédio de três transformadores elevadores de tensão monofásicos conectados em banco de 25/525 kV, situados na área da usina. Os equipamentos elétricos auxiliares da usina são normalmente alimentados por meio de dois transformadores abaixadores de tensão trifásicos de 25/13,8 kV e através do transformador de 138 kV para 13,8 kV, em casos de transferências automáticas ou manuais e desligamentos da usina.

A energia gerada na CNAAA é transportada na tensão de 500 kV até a subestação de Furnas por uma de linha de transmissão de aproximadamente 1.400 m, situada na área da CNAAA, ao ar livre. A subestação de Furnas, por sua vez, é interligada às subestações de Grajaú e São José, no Estado do Rio de Janeiro, e Cachoeira Paulista, no Estado de São Paulo. Com a entrada de Angra 3 em operação, será instalada uma quarta linha que conectará a subestação de Furnas à subestação de Adrianópolis, no Estado do Rio de Janeiro.

Para o suprimento das cargas nas operações de parada da usina, bem como no caso de perda do sistema de 500 kV, está prevista uma outra interligação com o sistema elétrico de Furnas, constituída de uma linha de transmissão trifásica aérea, com capacidade contínua de 76 MVA, e de uma subestação de 138 kV com dois barramentos paralelos, também instalados na área da usina. A transmissão será feita por três linhas de 138 kV provenientes da Usina Termelétrica de Santa Cruz (Sistema Furnas), e o suprimento por meio de um transformador trifásico de 138/13,8 kV localizado na usina. Além disso, a subestação de 138 kV está interligada à subestação de 500 kV por uma linha de transmissão e um transformador trifásico de 138/500 kV, para aumentar a disponibilidade e a confiabilidade do suprimento elétrico externo.

Os transformadores serão com isolamento a óleo, ficarão situados na área externa aos prédios da usina, montados sobre bases dotadas de caixa de brita e tanque para coletar eventuais vazamentos de óleo. Os tanques terão capacidade para conter todo o volume de óleo dos transformadores.

2.5.5 Produtos químicos utilizados nas fases de construção, comissionamento e operação

Nas fases de construção, comissionamento e operação de Angra 3 serão consumidos vários produtos químicos em quantidades variadas. A Tabela 15 indica os produtos químicos utilizados na usina de referência Angra 2, à exceção dos produtos lubrificantes, óleos isolantes de transformadores e produtos químicos utilizados em laboratórios de análise (esses últimos, utilizados em quantidades comparativamente inexpressivas, entre reagentes, indicadores, padrões, etc., todos eles caracteristicamente utilizados em laboratórios de controle de qualidade).

Tabela 15 – Angra 2 – Produtos químicos a serem utilizados nas fases de construção, comissionamento e operação da usina, referência para Angra 3.

Produto Químico Observações	Utilização/Finalidade	Quantidade	Comissionamento. /Operação	Toxidez
Ác. Bórico (99,9%)	Controle de reatividade No líquido refrigerante do reator	500-600kg/ano	Operação	Classe 4
Ác. Bórico (99,9%)	Testes de comissionamento do Sistema KPC	100 kg	Comissionamento	Classe 4
Ác. Cítrico mono-hidratado (98%)	Limpeza de superfícies, também usado em descontaminação de superfícies	200-300kg/ano	Construção/ Operação	Classe 4
Ác. Clorídrico (32%) utilizado em soluções 5%	Limpeza de eletrodos de células eletrolíticas do Sistema PUS	3.200 kg/ano	Construção/ Comissionamento / Operação	Classe 2
Ác. Fluorídrico (70%)	Decapagens de tubos e superfícies metálicas	1.000 kg	Construção/ Comissionamento	Classe 1
Ác.Nítrico (65%)	Decapagens/passivações de superfícies metálicas	10.000 kg	Construção/ Comissionamento	Classe 2
Ác. Sulfúrico (60%)	Neutralizações/ajustes de pH, no Sistema KPF	1.000 kg/ano	Operação	Classe 2
Ác. Sulfúrico (96%)	Regeneração de resinas iônicas, neutralizações, ajustes de pH, Sistemas GNB, GDR, LDR, GC	150-200 t/ano	Operação	Classe 2
Amônia (25%)	Alcalinizante utilizado no líquido do circuito secundário de água-vapor	100-120 kg/ano	Construção/ Operação	Classe 2
Antiespumante (dodecanol ou isodecanol)	Evaporadores de rejeitos radioativos de baixa atividade, Sistema KPF	150-200 kg/ano	Operação	Classe 4

Produto Químico Observações	Utilização/Finalidade	Quantidade	Comissionamento. /Operação	Toxidez
Bifluoreto de Amônio	Substituto do ác. Fluorídrico utilizado em decapagens	-	Construção/ Comissionamento	Classe 2
Butildiglicol - [quimicamente, trata-se do (2-butoxietil) – etanol]	Limpeza do exaustor de betuminização de concentrados radioativos	150 L/ano	Operação	Classe F
Carbonato de Sódio - uso eventual, como alcalinizante sólido	Neutralização de soluções ácidas no Sistema KPF	200 kg	Construção/ Comissionamento	Classe 5
Carvão ativo (GC) (carvão obtido de casca de coco)	Retenção de impurezas cloradas, na entrada do Sistema GC, de produção de água desmineralizada	6.670 L/ano	Operação	Classe F
Desengraxante - alcalino (polifosfatos e polifosfonatos sódio)	Desengraxamento/desengordu-ramento de superfícies a serem decapadas	200 kg	Construção/ Comissionamento	Classe 4
Detergente "HAKADEKOPUR RS" - (contém ác. cítrico e detergentes não-iônicos)	Agente de limpeza e de descontaminação de superfícies contaminadas com impurezas radioativas	500-700 kg/ano	Operação	Classe 4
Detergente "HAKADEKOPUR RO" - (contém tensoativos não-iônicos e aniônicos)	Agente de descontaminação de superfícies	100-150 kg/ano	Operação	Classe 4
Detergente "HAKADEKOPUR FS 500" (contém ác. fosfórico associado a anti-espumantes e tensoativos não-iônicos)	Agente de limpeza e de descontaminação à base de ácido fosfórico	500-600 kg/ano	Operação	Classe 4

Produto Químico Observações	Utilização/Finalidade	Quantidade	Comissionamento. /Operação	Toxidez
Detergente "DEKOWET" (contém ácidos cítrico e fosfórico, ao lado de tenso-não - iônicos e anti-espumante)	Agente de descontaminação usado em banhos de ultrassom	1.500-1.700 kg/ano	Operação	Classe 4
Detergente "HAKANIA L 500 S" - (utilizado em lavanderia)	Agente de descontaminação de superfícies	1.000-1.200 kg/ano	Operação	Classe 4
Detergente "HAKUPUR" (utilizado na eliminação de óleos e graxas)	Agente alcalino de descontaminação de superfícies	200-220 kg/ano	Operação	Classe 4
Detergente "DEKOPUR FS 50" - (agente de descontaminação)	Descontaminação de superfícies de aços inoxidáveis e laqueadas (pintadas)	200-220 kg/ano	Operação	Classe 4
Detergente "SEPTOMAN" (produto compatível com a pele humana)	Descontaminação de corpo e mãos	80-100 kg/ano	Operação	Classe F
Detergente "DEKOSOFT" (Produto compatível com a pele humana degradada)	Limpeza de pele humana sensível e/ou duramente atingida	20-30 kg/ano	Operação	Classe F
Dióxido de Carbono (99,7%)	Gerador elétrico MK	2.000Nm^3/ano	Operação	TLV: 5000 PPM
"EDTA" – ácido (Etilenodiaminotetraacético-hidratado)	Limpeza de evaporadores, Sistema KPF	400-500 kg/ano	Operação	Classe 4
Fosfato dissódico (anidro agente de limpeza)	Limpeza de tanques da caldeira auxiliar LBG	50 kg/ano	Operação	Classe 5
Fosfato trissódico, dodeca-hidratado (agente de limpeza)	Limpeza de tanques da caldeira auxiliar LBG	100 kg/ano	Operação	Classe 5

Produto Químico Observações	Utilização/Finalidade	Quantidade	Comissionamento. /Operação	Toxidez
Hidrazina - (64%) (agente anti-oxigênio)	Inibidor de corrosão da água do circuito água-vapor (secundário)	5.000 kg/ano	Operação	Classe 1
Hidrogênio (99,9%) - (UTG) (agente anti-oxigênio)	Condicionamento da água de refrigeração do circuito primário e recombinação de oxigênio, no Sistema KPL	20.000-25.000 Nm^3/ano	Operação	Atóxico
Hidrogênio (99,7%) - (MKG) - (fluido de transferência de calor)	Arrefecimento do Gerador Elétrico MKG	1.000-1.200 Nm^3/ano	Operação	Atóxico
Hidróxido de Lítio -7 (produto monoisotópico)	Agente alcalinizante do líquido refrigerante do circuito primário	5 kg/ano	Operação	Classe 2
Hidróxido de sódio (50%) (GC/GD/GNB)	Regeneração de resinas iônicas dos Sistemas GC e GD, agente alcalinizante / neutralizante, no Sistema GNB	200-300 t/ano	Operação	Classe 2
Metano / Argônio (10/90%) (UTG) (contagem de radiação)	Gás de contagem de radiação em monitores de "corpo inteiro" de radiação	1.500 Nm^3/ano	Operação	Atóxico
NALCOOL 2000 (produto a base de nitrito de sódio)	Inibidor de corrosão nos circuitos de refrigeração dos geradores Diesel de emergência	500-600 L/ano	Operação	Classe 2
Nitrogênio (99,99%) (UMA)	Usado como gás inerte, no gerador elétrico MK	600 Nm^3/ano	Operação	Atóxico
Nitrogênio (99,8%) (KBA/KPL)	Usado como gás de purga, nos Sistemas KBA e KPL	60.000-70.000 Nm^3/ano	Operação	Atóxico
Oxigênio (99,5%)	Recombinação de Hidrogênio, no Sistema KPL	1.800-2.200 Nm^3/ano	Operação	Atóxico
Percloroeteno	Desengorduramento de superfícies	100 L/ano	Comissionamento / operação	Classe 4
Peróxido de Hidrogênio (50%)	Destruição de hidrazina, no Sistema GNB	10-25 m^3/ano	Operação	Classe 3

Fonte: Eletronuclear

2.6 EMPREENDIMENTOS ASSOCIADOS

Os principais empreendimentos associados a Angra 3 são:

- Angra 1 – usina nuclear de 657 MW_e que junto com Angra 2 e Angra 3 compõem a CNAAA;
- Angra 2 – usina nuclear de 1350 MW_e que junto com Angra 1 e Angra 3 compõem a CNAAA;
- Centro de Gerenciamento de Rejeitos (CGR) – é composto de três depósitos, sendo que os Depósitos 1 e 2 recebem os rejeitos de baixo e médio níveis de radioatividade provenientes de Angra 1. O Depósito 3 do CGR, que está em fase de licenciamento ambiental junto ao Ibama, receberá adicionalmente os rejeitos de baixo e médio níveis de radioatividade de Angra 2. Quanto a Angra 3, esta não utilizará o CGR (Depósitos 1, 2 ou 3), estando planejado que a disposição de seus rejeitos de média e baixa radioatividade se dará no Depósito Definitivo de Rejeitos Radioativos, cuja entrada em operação está prevista para ocorrer juntamente com Angra 3.
- Subestação Principal – onde será alimentada a rede de alta tensão, por intermédio de três transformadores de tensão monofásicos de 25/525 kV, que receberão a energia gerada em Angra 3. A subestação pode ser vista na Figura 24;

Figura 24 – Vista da subestação principal da CNAAA. Ao fundo as usinas de Angra 1 e 2.
Fonte: MRS Estudos Ambientais (2003)

- Rede de Alta Tensão de 500 kV – que receberá a energia gerada em 60 Hz e 25kV nos geradores;
- Linha de Transmissão de 1.400 metros, que transportará a energia (em tensão de 500 kV) gerada na CNAAA;
- Subestação de Furnas (500 kV) – que recebe a energia gerada na CNAAA e interliga a rede com três subestações (duas no Estado do Rio de Janeiro e uma no Estado de São Paulo). Com o início das operações de Angra 3, será instalada uma quarta linha conectando a rede à outra subestação no Estado do Rio de Janeiro;
- Subestação de 138 kV – que realizará outra interligação com o Sistema Furnas, para o caso de perdas no sistema de 500 KV;
- Linha de transmissão de 138 KV – que interligará a subestação de 138 kV à subestação de 500 kV, por meio de um transformador trifásico de 138/500 KV;
- Estrutura de Descarga da Água de Refrigeração – um canal / galeria será construído para interligar o sistema de descarga de água de refrigeração de Angra 3 à galeria / túnel que recebe também as águas dos sistemas de água de refrigeração de Angra 1 e 2 e conduz os referidos efluentes para lançamento no Saco Piraquara de Fora. (ver detalhes no Anexo 4, Anexo 7, Anexo 8 e Figura 25);
- Laboratório de Monitoração Ambiental (LMA) – criado em 1978, o LMA fica em Mambucaba, a aproximadamente 10 km da CNAAA, desenvolvendo um trabalho de monitoração e controle ambiental permanente na região. Tem como objetivo principal elaborar, implementar e executar os programas e estudos necessários para permitir a avaliação dos possíveis impactos causados pela operação da Central Nuclear no meio ambiente e na população da região.

Nota: Água pré-tratada, água potável, água desmineralizada e vapor auxiliar a serem consumidos na Unidade 3, não serão produzidos no "site" da usina Angra 3.

A água pré-tratada a ser utilizada em Angra 3 provirá da Estação de Pré-tratamento d'Água ("EPTA"), já existente, que já abastece as Unidades 1 e 2, através de tubulação de interligação dessa Estação com a nova Unidade (Ver detalhes no Anexo 4 – Planta Esquemática das Áreas Restritas, Pontos de Emissões, Locais de Lançamento de Efluentes Líquidos e Sistema de Abastecimento de Água Doce - CNAAA (Unidades 1, 2 e 3)).

A rede de abastecimento de água potável da Unidade 2 será conectada à da futura Unidade 3, por meio de tubulação de interligação entre essas duas usinas.

A água desmineralizada a ser consumida na Unidade 3, basicamente como água de processo, será produzida nas atuais instalações da Unidade 2; haverá apenas a necessidade de construir uma tubulação específica de interligação entre essas Unidades.

Figura 25 – Vista da estrutura de descarga da água de resfriamento das usinas da CNAAA, no Saco Piraquara de Fora.
Fonte: MRS Estudos Ambientais (2003)

2.7 CRONOGRAMA DE ATIVIDADES

O cronograma executivo de Angra 3 prevê 66 meses para a sua implantação, englobando as atividades de construção civil, a montagem eletromecânica, o comissionamento de equipamentos e sistemas, bem como a fase de testes operacionais. Este prazo inicia-se com os trabalhos de concretagem da laje de fundo do Edifício do Reator e encerra-se com o fim dos Testes de Demonstração de Potência da Planta.

Neste cronograma executivo de 66 meses estão programados os seguintes marcos principais:

Marco 0: Início da Concretagem da laje de fundo do Edifício do Reator.

Mês 9: Início da Montagem da Esfera da Contenção.

Mês 10: Início da Montagem dos Tanques "Civil Dependents".

Mês 13: Início da Concretagem do Prédio do Reator e início da Montagem de Sistemas de Ventilação.

Mês 17: Início da Montagem Elétrica.

Mês 22: Início da Montagem da Tubulação.

Mês 32: Início da Montagem dos Barramentos do Gerador Elétrico.

Mês 35: Ligação da Rede Externa de 138 kV.

Mês 46: Início do Comissionamento de Sistemas.

Mês 51: Início dos Testes de Pressão do Circuito Primário e Ligação da Rede Principal de 500 kV.

Mês 52: Início dos Testes de Pressão da Esfera de Contenção

Mês 56: Início da Primeira Operação a Quente.

Mês 60: Início do Carregamento do Núcleo do Reator.

Mês 63: Primeira Criticalidade do Núcleo do Reator, Início dos Testes de Potência e Sincronização com a Rede Principal de 500 kV.

Mês 66: Fim dos Testes de Potência e Início da Operação Comercial.

Na elaboração do cronograma, tomou-se como base a experiência do planejamento de diversas usinas nucleares no mundo do tipo PWR de projeto alemão já construídas e/ou projetadas, e similares a Angra 2, tais como: usina nuclear ISAR 2 (usina do KONVOI da Alemanha); usina nuclear BROKDORF (Alemanha); projeto alemão para usina nuclear no Reino Unido (BNFL - *British Nuclear Fuels Limited*); usina nuclear AKKUYU (Turquia) etc; foi levada também em consideração a experiência adquirida pelo corpo técnico da Eletronuclear na construção, montagem eletromecânica e comissionamento de Angra 2.

O prazo de 66 meses para Angra 3 é perfeitamente exeqüível, uma vez que basicamente já se dispõe de todo o projeto. O projeto de Angra 3 é praticamente idêntico ao de Angra 2 "conforme construído", status: dezembro/2000, com atualizações na área de Instrumentação & Controle, e de outras pequenas alterações ou melhorias para se manter a planta no "estado da arte" da tecnologia.

Antes do início da concretagem da laje de fundo do Edifício do Reator está programado um período de 9 a 12 meses, a ser utilizado em atividades preliminares, tais como a execução dos serviços preparatórios de engenharia, a instalação da infra-estrutura do canteiro de obras e os procedimentos relativos ao processo licenciatório.

O cronograma, apresentado na próxima página, indica as principais fases, prazos e marcos necessários para a implantação de Angra 3.

No tocante ao descomissionamento, tratado de forma mais detalhada no item 2.8 deste Volume, este é definido como um conjunto de medidas tomadas para retirar de serviço, com segurança, uma instalação nuclear, reduzindo a radioatividade residual a níveis que permitam liberar o local para uso irrestrito.

INSERIR CRONOGRAMA

Arquivo: "A3_CronExecGeral_rev0d_GENERICO.pdf", enviado pela GPO.T (Eng Naila) via e-mail (27/9/2004).

2.8 DESCOMISSIONAMENTO

O processo de descomissionamento das usinas nucleoelétricas é regulado no âmbito do licenciamento nuclear e a análise sobre o final de sua vida econômica tem sido uma questão permanente para as empresas proprietárias dessas usinas. No caso das usinas nucleares brasileiras, desde a entrada em operação de Angra 1, a questão tem sido tratada com o cuidado necessário, acompanhando o desenvolvimento do assunto ao redor do mundo.

Os primeiros trabalhos desenvolvidos com vistas ao tratamento da questão remontam à época dos preparativos para a entrada em operação de Angra 1, oportunidade em que se obteve do órgão regulador do setor de energia elétrica autorização para arrecadar, pela via tarifária, uma quota mensal de recursos destinados à formação de um fundo para suportar o descomissionamento da usina, depois de encerrada sua operação comercial.

Nestes quase 20 anos desde os primeiros estudos, seguiram-se outros trabalhos e reavaliações periódicas. No ano de 2000, com a entrada em operação de Angra 2, implementou-se um processo de arrecadação de recursos para o descomissionamento de Angra 2 à semelhança do adotado para a primeira usina nuclear brasileira.

A Usina Nuclear de Angra 1, de 657 MW de potência elétrica instalada, iniciou sua operação comercial em 1985, com amparo na Autorização Provisória para Operação (APO), concedida pelo órgão regulador brasileiro, a CNEN. Em 1994, recebeu sua Autorização para Operação Permanente (AOP), para um período de 30 anos. A Usina Nuclear de Angra 2, de 1350 MW de potência elétrica instalada, entrou em operação em 2000, conforme Autorização para Operação Inicial (AOI) de 24/03/2000 e tem uma vida útil projetada para 40 anos.

A extensão da vida útil das usinas da CNAAA é estratégica, uma vez que com o amadurecimento da indústria nuclear, vem ocorrendo uma progressiva melhoria de índices de desempenho e segurança do parque nuclear em operação, fazendo com que estas se tornem vantajosamente competitivas, em relação às outras alternativas de geração de energia.

O parque nuclear americano, por exemplo, com mais de 100 usinas, que na década de 70 apresentava um fator de capacidade médio ao redor de 70%, vem melhorando progressivamente, apresentando um fator de capacidade médio acima de 90% em 2000 e 2001. Na CNAAA, a usina de Angra 1 apresenta fatores de capacidade em torno de 80% desde 1996, com Angra 2 operando com 91% de capacidade no seu primeiro ano de operação.

No contexto da viabilização de Angra 3, o CNPE estabeleceu na sua Resolução Nº 5, de 05 de dezembro de 2001, que autoriza a realização dos trabalhos para licenciamento nuclear e ambiental, uma série de requisitos a serem atendidos pela Eletronuclear.

Dentre as condicionantes apresentadas na Moção Nº 031 do Conama, referenciada no Parágrafo II do Artigo 1º da Resolução Nº 5 do CNPE, incluem-se aquelas relacionadas a preocupação no sentido de assegurar-se condições técnicas e financeiras para o futuro descomissionamento das unidades da CNAAA.

A CNEN, no item 8.10 de sua Norma NE-1.04 – "Licenciamento de Instalações Nucleares", estabelece que para o encerramento das atividades de operação de uma usina nucleoelétrica, a organização operadora deverá iniciar um procedimento formal de Cancelamento da Autorização de Operação Permanente.

De acordo com essa Norma, a organização operadora deverá encaminhar à CNEN um requerimento demonstrando que a desmontagem da instalação e a disposição de suas partes será realizada de forma segura, de acordo com as normas específicas a serem estabelecidas pela CNEN e que não acarretarão prejuízos à saúde e à segurança da população do entorno, do trabalhador e do meio ambiente.

Quanto ao método escolhido para realizar o descomissionamento, não há uma tendência mundial firmada a respeito no atual momento, já que cada país tem suas particularidades próprias. Os principais métodos atualmente considerados são:

1. Confinamento provisório;
2. Desmantelamento parcial;
3. Desmantelamento total;
4. Confinamento provisório seguido de desmantelamento parcial;
5. Confinamento provisório seguido de desmantelamento total;
6. Conversão de uma usina nuclear em um depósito para armazenamento de rejeitos radioativos.

Dependendo das particularidades associadas à própria usina, várias soluções distintas das apresentadas poderão vir a ser utilizadas. Contudo, a que vier a ser adotada provavelmente será uma combinação das alternativas citadas. Com exceção das alternativas 3 e 5, as demais soluções são provisórias. Espera-se, contudo, que com o decorrer do tempo todas as alternativas levem ao desmantelamento total da usina, variando somente a tecnologia aplicável a esse processo de desmantelamento.

A CNEN desenvolve estudos sobre a regulamentação do assunto, incluindo a escolha dos locais para depósito de rejeitos e a responsabilidade dos órgãos oficiais envolvidos, bem como as demais interfaces envolvidas (meio ambiente, segurança, proteção radiológica etc).

2.9 RECURSOS NATURAIS UTILIZADOS

Os recursos minerais a serem utilizados na construção de Angra 3, tais como brita e areia para a fabricação de concreto e aterros serão provenientes dos fornecedores existentes na região do empreendimento e sua aquisição estará a cargo da(s) contratada(s) da Eletronuclear para a execução dos serviços de obras civis.

Dessa maneira, o licenciamento oriundo destas atividades estará a cargo da contratada e seus fornecedores, sendo um item contratual da Eletronuclear a apresentação de toda documentação e licenças necessárias para a execução dos serviços.

No caso de ocorrer alguma atividade exploratória dentro dos limites da CNAAA, a Eletronuclear obterá, antes do início de quaisquer atividades, as devidas licenças de exploração das autoridades competentes.

2.10 RESÍDUOS NÃO RADIOATIVOS

Assim como os rejeitos radioativos gerados nas usinas da CNAAA, os resíduos não radioativos podem ser gasosos, líquidos e sólidos ou pastosos. Estes resíduos, antes de serem liberados para o meio-ambiente, são processados e tratados de modo que seus poluentes eventualmente presentes (e/ou que excedam os limites permitidos para liberação no meio ambiente), sejam trazidos a valores abaixo dos limites máximos de concentração, para liberação, tais como definidos e estabelecidos pela Legislação Ambiental vigente no País.

2.10.1 Resíduos Sólidos (Não Radioativos)

Os resíduos sólidos orgânicos e sucatas a serem produzidos em decorrência da construção e da operação de Angra 3, seguirão todas as diretrizes já estabelecidas e praticadas em toda a CNAAA.

A CNAAA utiliza para a destinação a ser dada aos resíduos industriais, o Sistema de Manifesto de Resíduos Industriais, que consiste no conhecimento e na destinação a ser dada pelo gerador, pelo transportador e pelo receptor desses resíduos, através de formulário próprio da Feema, denominado “Manifesto de Resíduos”. Essa é a forma pela qual a Eletronuclear ajuda a subsidiar o controle dos resíduos gerados no Estado do Rio de Janeiro, evitando seu encaminhamento para locais não-licenciados, como parte integrante do Sistema de Licenciamento de Atividades Poluidoras. Na CNAAA, a Divisão de Meio Ambiente e Segurança do Trabalho, aparece como o principal responsável e coordenador desse sistema, conforme mostra a Figura 26.

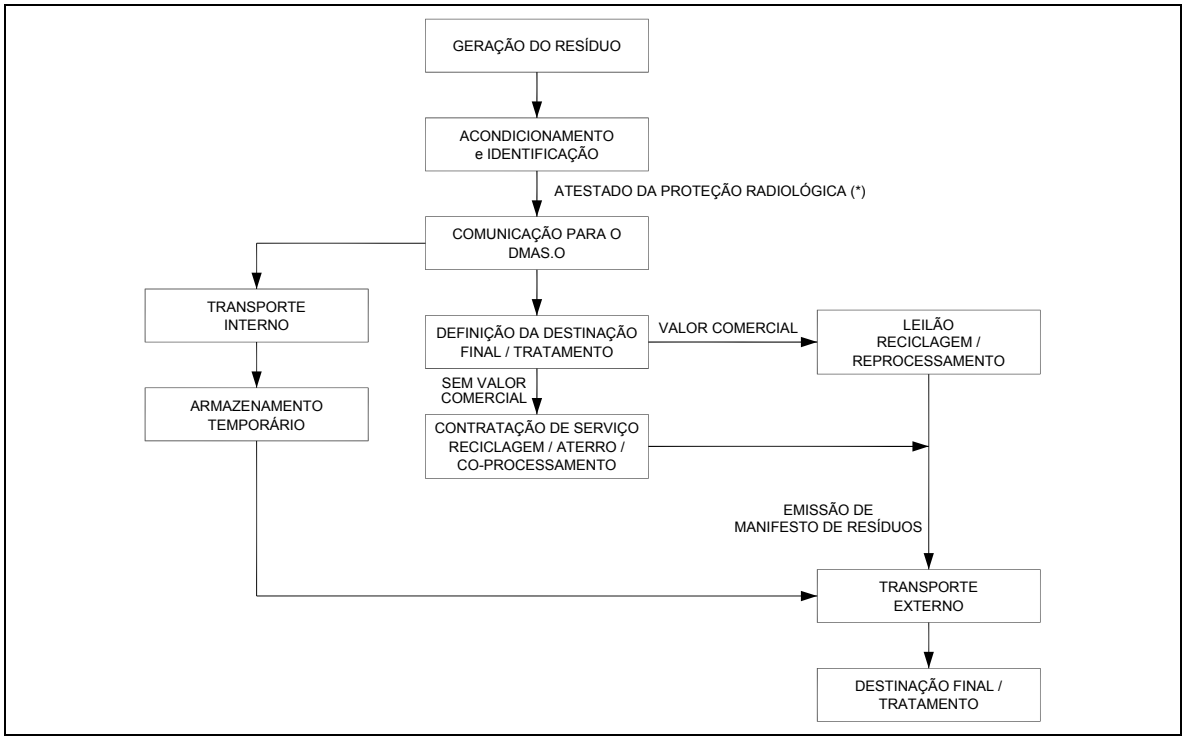


Figura 26 – Diagrama da Sistemática Operacional para o descarte de Resíduos Industriais gerados na CNAAA.

Fonte: Eletronuclear

(*) Quando pertinente

2.10.1.1 Resíduos Sólidos (Não Radioativos) – Fase de Construção

Durante a fase de desenvolvimento da construção e montagem de Angra 3, haverá a necessidade do descarte de resíduos sólidos (não radioativos), provenientes de restos de materiais orgânicos, lamas, produtos de limpeza química, esgoto orgânico, entulhos de obra, sobras de madeira, restos de alvenaria, pontas de vergalhão de aço de construção, latas de tinta e solventes vazias, os quais serão depositados em recipientes de coleta seletiva, em locais previamente definidos no Canteiro de Obras. Posteriormente, e se for o caso, serão acondicionados em invólucros apropriados para descarte por empresa licenciada, contratada para este fim, à semelhança do que foi efetuado em Angra 2. Temporariamente, podem ser transportados para áreas já existentes dentro das instalações da CNAAA, especificamente destinadas ao armazenamento temporário e seleção destes resíduos.

Os resíduos industriais, como restos de sucatas, pontas de ferro de construção, serão acondicionados em caçambas metálicas, distribuídas em pontos estrategicamente definidos, dentro do Canteiro de Obras, e posteriormente transportados para armazenamento em áreas já existentes dentro das instalações da CNAAA, especificamente destinadas à seleção e posterior alienação para reprocessamento e reaproveitamento.

Os resíduos químicos, restos de solventes e latas de tintas, serão acondicionados em recipientes apropriados e encaminhados para empresas especializadas no seu descarte final.

Os resíduos provenientes da limpeza química das redes de tubulações dos sistemas da planta, na fase de montagem e comissionamento, serão conduzidos através de bombeamento até bacias de coleta e tratamento com agentes químicos, com vistas à redução dos níveis de concentração de poluentes a valores inferiores aos limites máximos permitidos, antes do descarte dos efluentes no meio ambiente, após controle e liberação formal para esse fim.

No caso dos resíduos dos processos de britagem, se houver, serão construídos tanques de decantação, onde serão coletados os resíduos provenientes do processo de lavagem da brita, para segregação do material sedimentar e liberação dos efluentes limpos ao sistema de drenagem pluvial; os resíduos sólidos coletados serão transportados para descarte em bota fora apropriado.

2.10.1.2 Resíduos Sólidos (Não Radioativos) – Fase de Operação

Como já dito anteriormente, Angra 3 seguirá as diretrizes já estabelecidas e praticadas na CNAAA. Atualmente, os resíduos sólidos não radioativos derivados da operação da CNAAA são comercializados, se ainda possuírem valor comercial residual como nos casos de sucatas (ferrosa, não-ferrosa, metálica de modo geral, vendidas para reprocessamento), dos óleos e lubrificantes (vendidos para posterior refino), ou encaminhados para tratamentos/destinações específicas, de acordo com cada tipo de resíduo (reciclagem, reprocessamento, incineração, etc.), através de contratações de serviço específicas. Na Tabela 16 são apresentadas as quantidades anuais (em toneladas) comercializadas e co-processadas de resíduos sólidos no período de 2001 a 2003.

Tabela 16 - CNAAA – Destino dado aos Resíduos Sólidos (Não Radioativos) gerados no período de operação de 2001 a 2003.

Destino	Quantidade (t)		
	2001	2002	2003
Reciclagem/reprocessamento/reutilização	14,77	86,11	138,33
Co-processamento/incineração	-	25,73	152,27

Fonte: Eletronuclear

Resíduos que possam ser categorizados como “lixo comum” são encaminhados definitivamente para aterro licenciado pela Feema.

As quantidades anuais dos diferentes resíduos sólidos não-radioativos, gerados na CNAAA entre 2001 a 2003, podem ser vistos na Tabela 17, a seguir:

Tabela 17 – CNAAA - Resíduos sólidos convencionais gerados no período de 2001 a 2003.

Tipo de resíduo	Ano/Quantidade (t)		
	2001	2002	2003
Lâmpadas fluorescentes	2,27	1,09	3,00
Resinas de troca iônica	-	21,17	89,10
Cilindros de cloro (cheios)	-	-	-
Cilindros de cloro (vazios)	-	-	-
Resíduos de tinta e solventes	-	20,52	7,30
Isolamento térmico	-	5,0	8,60
Óleo lubrificante	6,20	-	30,40
Resíduos da EPTA – Estação de Pré-tratamento de Água	14,52	-	-
Pneus	2,00	-	2,40
Material para piso anticorrosivo	3,00	-	-
Sucata metálica	54,87	49,14	6,80
Sucata ferrosa	586,47	741,25	92,40
Betume	-	8,00	13,20
Aditivos para concreto	-	1,71	-
Pilhas e baterias	-	0,25	-
Baterias automotivas usadas	1,00	4,38	5,40
Sílica gel	-	22,00	-
Plásticos	0,30	0,71	2,70
Poliestireno expandido - Isopor	-	-	6,50
Carvão ativado	-	-	15,30
Resíduos oleosos	-	-	4,90
Produtos químicos diversos	-	3,94	2,60
Total	**670,63**	**879,16**	**290,60**

Fonte: Eletronuclear

2.10.1.2.1 Resíduos Sólidos Não Radioativos Provenientes das Áreas Restritas

Todos os resíduos sólidos não radioativos gerados nas Áreas Restritas da CNAAA são segregados e monitorados quanto à contaminação radioativa que possam conter. Evidentemente, quando os níveis de contaminação radioativa encontram-se abaixo dos limites permitidos para liberação no meio ambiente, os resíduos sólidos são liberados para as Áreas Livres. Caso contrário, o resíduo sólido é considerado como "contaminado" e segue, então, os procedimentos apropriados, tais como descritos no item 2.12.4.2 - Gerenciamento dos Rejeitos Sólidos Radioativos.

Materiais sólidos particulados ou granulados, tais como: areia, materiais resultantes de reparos de pisos ou paredes, ou mesmo resinas trocadoras de íons, somente são removidos das Áreas Controladas após prévia coleta de amostras pela Proteção Radiológica, para realização de análises espectrométricas, antes de serem liberados. Caso os resultados da espectrometria gama utilizada nessas análises apontem níveis de radioatividade menores que os definidos na Norma CNEN-NE-5.01 - "Transporte de Materiais Radioativos" e no "*Basic Safety Standards – Safety Series 115*", os materiais são então liberados como "não-contaminados".

No caso específico de resinas trocadoras de íons já exauridas, utilizadas em sistemas auxiliares das usinas (p.ex.:unidades de desmineralização de água), a liberação desse material é condicionada às normas de manuseio de resíduos industriais, visto que se trata de materiais utilizados em sistemas "não nucleares" das usinas, portanto intrinsecamente não associados a riscos de contaminação radioativa.

2.10.2 Rejeitos Gasosos Não Radioativos (Emissões Atmosféricas)

As emissões atmosféricas de rejeitos gasosos convencionais de Angra 3, restringir-se-ão praticamente àquelas provenientes da combustão do óleo Diesel utilizado na Caldeira Auxiliar, bem como dos motores dos grupos geradores Diesel do Sistema de Emergência 1 e 2, também responsáveis pelo acionamento alternativo das bombas do sistema de água de alimentação de emergência. A Caldeira Auxiliar, assim como os motores Diesel citados, não são operados continuamente. A Caldeira Auxiliar é praticamente operada quando a usina nuclear está fora de operação normal, enquanto os motores Diesel o são por ocasião da realização de testes rotineiros, ou durante situações em que tenham que ser operados para cumprir funções de emergência.

Além das emissões associadas à combustão de óleo Diesel mencionadas no parágrafo anterior, um outro rejeito gasoso deve ser citado, qual seja o gás hidrogênio que se forma como sub-produto no processo de produção de hipoclorito de sódio (utilizado no tratamento da água do mar usada no resfriamento do vapor de exaustão das turbinas de baixa-pressão) a partir da eletrólise da água do mar. O hidrogênio gasoso gerado nesse processo é, no entanto, lançado na atmosfera sem nenhum tratamento, por desnecessário. A produção de hipoclorito é

mantida em níveis praticamente constantes durante a operação normal da usina, sendo reduzida a valores inferiores, circunstancialmente, durante as paradas da mesma, quando as necessidades de hipoclorito de sódio são reduzidas.

Em Angra 2, o consumo nominal de óleo Diesel, referência para a usina Angra 3, é de 1.400 kg/hora na Caldeira Auxiliar e de 30,13 kg/hora nos grupos Diesel-geradores (com dois grupos de 5.400kW cada e quatro grupos de 900 kW cada, de potência)

Em Angra 1, o consumo nominal de óleo Diesel é de 78,78 kg/hora na Caldeira Auxiliar e de 5,11 kg/hora nos grupos Diesel-geradores (com dois grupos de 5.400 kW cada, e dois grupos de 2.850 kW cada, de potência).

As emissões, na atmosfera, de rejeitos gasosos convencionais da operação futura da usina Angra 3, têm como referência, as emissões equivalentes derivadas da atual operação da usina de Angra 2, apresentadas na Tabela 18.

As emissões, na atmosfera, de rejeitos gasosos convencionais atualmente derivadas da operação da usina Angra 1, estão indicadas na Tabela 19.

Em ambas as usinas, Angra 1 e Angra 2, as emissões atmosféricas estão abaixo dos valores máximos fixados pela Resolução Nº 8/90 do Conama, no que diz respeito a dióxido de enxofre. Ressalte-se que essa Resolução restringe-se apenas às emissões resultantes da combustão de óleo combustível (não incluindo aí, especificamente, o óleo Diesel) e de carvão mineral.

Tabela 18 – Angra 2 Emissões atmosféricas convencionais.

Origem	Quantidade/gás	Freqüência	Altura da liberação
Caldeira Auxiliar	26,60 kg/h SO_2	720 h/ano	40 m
	1,75 kg/h SO_3		
	13,51 kg/h NO		
	2,31 kg/h NO_2		
	28,43 kg/h CO		
	4.423 kg/h CO_2		
Grupos Diesel-geradores de emergência	0,57 kg/h SO_2	2 h/semana	18,75 m e 11,10 m
	0,04 kg/h SO_3		
	0,29 kg/h NO		
	0,05 kg/h NO_2		
	0,61 kg/h CO		
	95,19 kg/h CO_2		
Sistema de produção de biocida	130 m^3/h (máx.) de H_2	Contínua	12 m

Fonte: Eletronuclear

Tabela 19 – Angra 1 – Emissões atmosféricas convencionais.

Origem	Quantidade/gás	Freqüência	Altura da liberação
Caldeira Auxiliar	1,50 kg/h SO_2	Intermitente (partidas, paradas e emergências)	15 m
	0,24 kg/h SO_3		
	0,76 kg/h NO		
	0,13 kg/h NO_2		
	1,38 kg/h CO		
	251,13 kg/h CO_2		
Grupos Diesel-geradores de emergência	0,097 kg/h SO_2	Quando em suprimento de emergência e 1 h/mês/gerador para teste	22 m e 15 m
	$6,40 \times 10^{-3}$ kg/hSO_3		
	$4,93 \times 10^{-2}$ kg/h NO		
	$8,4 \times 10^{-3}$ kg/h NO_2		
	0,089 kg/h CO		
	16,24 kg/h CO_2		

Fonte: Eletronuclear

2.10.3 Efluentes Líquidos Não Radioativos

A operação da usina Angra 3 requererá, assim como hoje requerem as usinas Angra 1 e Angra 2, grandes quantidades de água para vários de seus sistemas que utilizam água desmineralizada (circuitos fechados) e água do mar (circuito aberto) para fins de resfriamento, assim como águas pré-tratada e desmineralizada, em vários sistemas, como insumos de processo. A operação da usina Angra 3 seguirá o mesmo modelo da usina Angra 2, no que se refere aos efluentes líquidos convencionais, inclusive no que diz respeito aos tratamentos que sofrerão, antes de serem liberados para o meio ambiente.

Essas águas, para que possam ser utilizadas, sofrem processos de tratamento e/ou de condicionamento químico em função de suas origens e finalidades. Processos de tratamento, ou de condicionamento de águas, são praticados com auxílio de produtos químicos e geram rejeitos convencionais, na forma de efluentes líquidos derivados desses processos ou dos usos que são feitos dessas águas como insumos de processo.

Rejeitos na forma de efluentes líquidos somente serão liberados para o meio ambiente se conformes com limites estabelecidos por padrões e normas em vigor no território nacional, estabelecidos pelos órgãos nacionais de meio ambiente. Para que essa liberação tenha lugar, os efluentes líquidos que contenham níveis de contaminantes em concentrações superiores aos limites estabelecidos precisam ser previamente submetidos a tratamentos adequados e capazes

de reduzir essas concentrações aos níveis compatíveis e dentro dos limites permitidos para liberação no ambiente externo.

Os principais efluentes líquidos (rejeitos) convencionais atualmente gerados no âmbito das usinas da CNAAA, provêm dos sistemas de resfriamento dos condensadores do vapor exausto das turbinas de baixa pressão (basicamente água do mar), assim como do tanque de neutralização de efluentes, das bacias de tratamento de efluentes, dos poços de drenos dos respectivos edifícios das turbinas, dos tanques de separação de água/óleo dos transformadores principais, auxiliares e de reserva, assim como dos sistemas de tratamento, de efluentes sanitários de cada usina (efluentes sanitários são apresentados separadamente no sub-item 2.10.3.1).

Os efluentes líquidos que virão do sistema de resfriamento dos condensadores principais de Angra 3, assim como os das demais usinas hoje em operação, terão o Saco Piraquara de Fora como destino final, e os demais, provenientes dos respectivos sistemas de tratamento, serão descarregados no poço de selagem principal. Águas derivadas de precipitações pluviométricas serão dirigidas para canais de drenagem que desembocam em Itaorna.

Os efluentes líquidos convencionais da usina Angra 3, potencialmente contaminados quimicamente, serão submetidos a tratamento prévio nos tanques do sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais, em modelo idêntico ao atualmente praticado na usina Angra 2 (e a ser igual e futuramente implantado na usina Angra 1).

Os valores dos parâmetros, rotineiramente controlados, determinados nos efluentes líquidos convencionais que têm origem na operação da usina Angra 1 são mostrados na Tabela 20, que apresenta também as médias anuais e os valores máximos e mínimos do período de 2001 a 2003. Esses valores foram obtidos dos Relatórios de Acompanhamento de efluentes (RAE) integrantes do Programa de Autocontrole das Unidades 1 e 2 (Angra 1 e 2) da CNAAA, dos relatórios do Programa de Monitoração e Controle da Qualidade das Águas - PMCQA (PA-MA 09 e 2PA-MA 09) e dos relatórios do Programa Especial de Controle e Monitoração dos Efluentes Líquidos Convencionais de Angra 2 (substituído pelo Programa de Autocontrole, a partir de abril de 2003). A cada mês, são apresentados os valores mínimos, médios e máximos relativos a cada parâmetro de interesse. Nessa mesma Tabela 20, os valores médios correspondem à média aritmética dos valores mensais, determinados ao longo de cada ano, e os valores máximos e mínimos, aos maiores e aos menores valores dos máximos e dos mínimos (*maximum maximorum* e o *minimum minimorum*), no mesmo período (anual).

Em Angra 1, os efluentes líquidos convencionais provenientes do sistema de resfriamento dos condensadores (água do mar), principais componentes dessa usina, que operam continuamente com vazão de 40 m^3/s (efluentes esses que também incluem os efluentes radioativos tratados), apresentaram no mesmo período considerado de 2001 a 2003, concentrações de poluentes inferiores ou no interior das faixas permitidas pela Feema para

lançamento no meio ambiente. Situação semelhante ocorreu com os demais efluentes convencionais, da mesma usina e de outros sistemas, com raras exceções.

Tabela 20 – Angra 1 – Valores dos Parâmetros de Controle dos Efluentes Líquidos Convencionais e Lançados no Meio ambiente, no Período de 2001 a 2003.

Origem	Parâmetro	Limite Legal (*1)	Valor	2001	2002	2003
Sistema de resfriamento dos condensadores	Temperatura (ºC)	< 40	Médio	28,92	24,40	25,67
			Máximo	33,83	27,70	28,17
	Boro (mg/L)	Máximo 5,0	Médio	9,59E-04	1,54E-03	2,51E-2
			Máximo	3,40E-03	1,37E-02	2,70E-1
	pH	Entre 5 e 9	Mínimo	5,6	8,1	8,1
			Médio	6,97	8,1	8,1
			Máximo	8,35	8,1	8,1
	Cloro (mg/L)	Máximo 1	Médio	0,11	0,146	0,13
			Máximo	0,157	0,284	0,19
Tanques de neutralização	Temperatura (ºC)	< 40	Média	26,74	27,45	27
			Máxima	30,92	31,18	29,5
	Boro (mg/L)	Máximo 5	Médio	0,2	0,69	(<LD)
			Máximo	1,58	1	(<LD)
	pH	Entre 5 e 9	Mínimo	5,6	5,82	6
			Médio	7,23	7,54	7,3
			Máximo	8,84	8,79	8,6
Poço de dreno do edifício da turbina, lado leste	Temperatura (ºC)	< 40	Média	29,30	30,83	29,9
			Máxima	38,7	33,92	33
	Boro (mg/L)	Máximo 5	Médio	<1	<1,0	< 1
			Máximo	<1	NA	< 1
	pH	Entre 5 e 9	Mínimo	7,27	7,63	7,54
			Médio	7,92	8,19	8,14
			Máximo	8,45	8,92	8,73
	Óleos e graxas (mg/L)	Máximo 20	Médio	Presente	<20	< 10
			Máximo	Não analisado	Não analisado	< 10
	Materiais flutuantes	Virtualmente ausente		Virtualmente Ausente	Virtualmente Ausente	Virtualmente Ausente

Origem	Parâmetro	Limite Legal (*1)	Valor	2001	2002	2003
Poço de dreno do edifício da turbina, lado oeste	Temperatura (ºC)	< 40	Média	47,60	35,42	33,4
			Máxima	61,20	44,58	36,3
	Boro (mg/L)	Máximo 5	Médio	<1	<1,0	< 1
			Máximo	<1	NA	< 1
	pH	Entre 5 e 9	Mínimo	7,82	8,02	8,23
			Médio	8,53	8,68	8,65
			Máximo	8,84	8,91	9
	Óleos e graxas (mg/L)	Máximo 20		Não analisado		< 10
			Máximo	Não analisado	<20	< 10
	Materiais flutuantes	Virtualmente ausente		Virtualmente Ausente	Virtualmente Ausente	Virtualmente Ausente
Tanque de separação de água / óleo dos transformadores	Temperatura (ºC)	< 40	Média	25,83	27,89	(* 2)
			Máxima	26	29,56	(* 2)
	pH	Entre 5 e 9	Mínimo	7,77	6,82	(* 2)
			Médio	7,93	7,66	(* 2)
			Máximo	8,1	8,49	(* 2)
	Óleos e graxas (mg/L)	Máximo 20		< 20	< 20	(* 2)
						(* 2)
	Materiais flutuantes	Virtualmente ausente	Médio	Virtualmente Ausente	Virtualmente Ausente	(* 2)
				Não analisado	Não analisado	(* 2)
Sistema de tratamento de efluentes sanitários	pH	Entre 5 e 9	Mínimo	5,04	5,15	5,2
			Médio	5,83	6,08	6
			Máximo	6,63	7,14	7,5
	RNFT (mg/L)	Máximo: 100	Médio	30,45	30,51	29,9
			Máximo	46,90	49,5	58,3
	Materiais sedimentáveis (ml/L)	Máximo: 1	Médio	0,27	0,18	0,5
			Máximo	0,47	0,43	1,2
	DBO (mg/L)	Máximo: 100	Médio	20,92	23,43	24,5
			Máximo	27,16	30,23	33

Fonte: Relatório de Acompanhamento de Efluentes – RAE
(Programa de Autocontrole de Efluentes Líquidos de Angra 1 – Procon Água)
(* 1) Legislação Ambiental
Norma NT-202.R-10 e Diretriz DZ-215.R-3 - Feema
(* 2) Somente houve lançamento para esse sistema nos meses de janeiro e junho, e os valores obtidos para os parâmetros temperatura, pH, óleos e graxas e material flutuante encontravam-se abaixo do limite legal.
(< LD) – Abaixo do limite detectável.

Em Angra 2, durante operação normal, os efluentes líquidos convencionais provenientes do sistema de resfriamento dos condensadores (água do mar) constituem também o principal efluente líquido descartado continuamente no poço de selagem principal, não sendo submetidos qualquer processo de tratamento antes desse lançamento, por desnecessário, com vazão de 77 m^3/s. Durante paradas da usina essa vazão pode ser reduzida, eventualmente. Esse mesmo poço de selagem principal recebe todos os demais efluentes líquidos provenientes de todos os demais sistemas dessa usina, inclusive os efluentes radioativos tratados. Modelo idêntico será adotado na usina Angra 3. A Tabela 21 resume os valores dos parâmetros controlados, no período de 2001 a 2003 das várias correntes de efluentes geradas em Angra 2, antes do início da operação do sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais, ocorrido posteriormente (em 2003).

Tabela 21 – Angra 2 – Valores dos Parâmetros Controlados nas Correntes de Efluentes Líquidos derivados da Operação da Usina no Período de 2001 a 2003.

Local da medição	Parâmetro	Limite (*)	2001	2002	2003
Sistema de separação água / óleo Tanque 1UGX	Temperatura (°C)	< 40	29,42	25,6	(*1)
	pH	Entre 5.0-9.0	8,00	7,93	
	Óleos e graxas (ml/L)	Máximo: 20 (óleos minerais)	7,5	13,93	
	Amoníaco (mg/L)	Máximo: 5	0,029	0,02	
	Boro (mg/L)	Máximo: 5	1,03	1,30	
Sistema de separação água / óleo Tanque 1UGX	Zinco (mg/L)	Máximo: 1	0,289	0,517	(*1)
	Hidrazina (mg/L)	Máximo: 1	2,64	1,279	
Sistema de separação água / óleo Tanque 2UGX	Temperatura (°C)	< 40	33,44	26,71	(*1)
	pH	Entre 5.0-9.0	8,71	7,78	
	Óleos e graxas (ml/L)	Máximo: 20 (óleos minerais)	4,78	10,43	
	Amoníaco (mg/L)	Máximo: 5	0,394	0,06	
	Boro (mg/L)	Máximo: 5	1,156	1,44	
	Zinco (mg/L)	Máximo: 1	0,0151	0,152	
	Hidrazina (mg/L)	Máximo: 1	1,57	0,623	
Sistema de neutralização LDR	Temperatura (°C)	< 40	25,95	26,18	26,7
	pH	Entre 5.0-9.0	6,79	7,09	7,3

Local da medição	Parâmetro	Limite (*)	2001	2002	2003
Sistema de neutralização GCR	Temperatura (°C)	< 40	23,54	23,27	22,8
	pH	Entre 5.0-9.0	7,08	7,49	7,2
Sistema de tratamento de esgoto sanitário ETE – Tanque UGV	Temperatura (°C)	< 40	(* 2))	(* 2)	30,17
	pH	Entre 5.0-9.0	6,30	5,95	6,13

Fonte: Relatórios de Acompanhamento de Efluentes – RAE
(Programa de Autocontrole de Efluentes Líquidos de Angra 2 – Procon ÁGUA);
Relatórios do Programa Especial de Controle e Monitoramento dos efluentes Líquidos Convencionais de Angra 2
(substituído pelo Programa de Autocontrole, a partir de abril de 2003).
(*) Legislação Ambiental
Norma NT-202.R-10 – "Critérios e Padrões para Lançamento de Efluentes Líquidos" – Feema;
Resolução Conama nº 20, de 18 de junho de 1986 – Artigo 21
(* 1) O sistema de separação água / óleo (Tanques 1 UGX e 2 UGX) não foi mais monitorado a partir de abril de 2003, devido a implantação do Procon ÁGUA para Angra 2, conforme estabelecido pela Feema.
(* 2) Nos períodos de 2001 e 2002 não foram realizadas medidas de temperatura na ETE de Angra 2

Em Angra 2, os efluentes líquidos convencionais provenientes de drenagens de prédios e tanques, bem como dos transformadores elétricos, que possam conter óleos como impurezas, tanto em operação normal quanto em paradas da usina, são encaminhados para duas estruturas distintas de separação de água-óleo, respectivamente 1UGX e 2UGX.

O processo de separação água-óleo não envolve adição de nenhum produto químico, pois trata-se apenas de uma separação física. A fase aquosa, já descontaminada de óleos, escoa através de vertedouros, em direção a tanques de coleta intermediários, de onde é transferida por bombas para os tanques do sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais da usina Angra 2. A Estrutura 1UGX de Separação de Água-Óleo pode tratar até 216 m^3/hora de efluentes contendo óleos como impurezas, enquanto que a Estrutura 2UGX tem capacidade para processar até 72 m^3/hora de efluentes contendo óleos. Os teores de óleos dos efluentes líquidos, após terem sido tratados em ambas as estruturas, são sempre inferiores a 20 ppm.

O sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais (GNB) instalado na usina Angra 2 tem capacidade para processar até 608 m^3/dia, durante os períodos de operação normal da usina e nas paradas da mesma. O GNB é provido de bombas de recirculação e misturação associadas a misturadores ar-líquido estáticos submersos e aspersores estáticos ar-líquido. O sistema é capaz de recircular até 400 m^3/hora de líquidos no interior de cada bacia, com todo o líquido passando através dos misturadores ar-líquido/aspersores ar-líquido.

O sistema GNB trata efluentes líquidos de várias origens dessa mesma usina, inclusive os efluentes aquosos, já livres de óleos, provenientes das duas estruturas de separação água-óleo. Os efluentes são tratados em duas bacias de tratamento (de 608 m^3 de capacidade, cada uma), operadas alternadamente em ciclos diários de "recepção/acumulação de efluentes" e de "tratamento de efluentes" propriamente dito. Trata-se de um sistema basicamente destinado a

remover amoníaco (NH_3) e hidrazina (N_2H_4) contidos nesses efluentes, que devem ser trazidos a níveis inferiores, respectivamente, a 5 ppm de nitrogênio amoniacal (correspondentes a 6 ppm NH_3) e 1 ppm N_2H_4, que são os limites máximos permitidos para lançamento no meio ambiente. Esse mesmo sistema é também utilizado para fins de correção de pH.

A remoção de amoníaco (NH_3) é feita por aeração dos efluentes, que precisam ser preliminarmente levados a pH 12, por meio da adição de quantidades previamente calculadas de hidróxido de sódio a 50%. Após a remoção do amoníaco, o pH dos efluentes é reajustado para a faixa de 5 a 9, através da adição de quantidades previamente calculadas de ácido sulfúrico (a 96% H_2SO_4), antes de ser lançado no meio ambiente (poço de selagem principal).O ciclo de processamento de cada carga de efluentes que demande esse processo de remoção de amoníaco requer até 20 horas, usualmente, desde que as concentrações iniciais não ultrapassem 15 ppm NH_3.

A destruição de hidrazina é praticada através da adição de peróxido de hidrogênio a 50% e, nesse processo, a hidrazina é transformada em nitrogênio e água. A destruição da hidrazina pode ser feita concomitantemente com a remoção do amoníaco, caso a carga de efluentes contenha esses dois poluentes em níveis superiores aos máximos permitidos para liberação no meio ambiente. A operação de destruição de hidrazina requer, usualmente, períodos de processamento de aproximadamente 6 horas.

Finalmente, a carga de efluentes que necessite apenas de correção de pH à faixa de 5 a 9, é tratada ou com hidróxido de sódio (a 50% NaOH) ou com ácido sulfúrico (a 96% H_2SO_4), conforme seja necessário elevar-se ou diminuir-se o pH, para que seja trazido para o interior da faixa de 5 a 9.

Após concluído o tratamento requerido por cada carga de efluentes líquidos de (até) 608 m^3, amostras dos líquidos tratados são levadas a exame em laboratório para determinação dos valores dos parâmetros de controle, os quais, estando em conformidade com os limites estabelecidos, determinam a oficialização, através de protocolos de liberação, dos efluentes tratados para a subseqüente descarga no poço de selagem principal, unindo-se ao principal efluente líquido de processo da usina Angra 2, que são os efluentes derivados dos condensadores, qual seja, a água do mar utilizada no resfriamento do vapor exausto das turbinas de baixa pressão do circuito secundário dessa mesma usina, em direção ao Saco Piraquara de Fora.

A Tabela 22 mostra os valores dos parâmetros de controle de cargas de efluentes líquidos liberados para o poço de selagem principal da usina Angra 2, após terem recebido tratamentos para eliminação de amoníaco e/ou hidrazina, além do tratamento para ajuste do pH para o interior da faixa de valores permitida para lançamento no meio ambiente, no seu novo e atual sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais.

Tabela 22 – Angra 2 – Valores dos Parâmetros Controlados nos Efluentes Líquidos após Tratamento no Sistema de Tratamento de Efluentes Líquidos Convencionais, liberados para o Poço de Selagem Principal, no período de agosto de 2003 a julho de 2004.

Ano			2003					2004						
Mês			Ago	Set	Out	Nov	Dez	Jan	Fev	Mar	Abr	Mai	Jun	Jul
Qi (m^3/dia)		Min.	509	339	560	490	320	527	588	505	498	460	430	430
		Máx.	1138	1170	1228	1092	614,4	1223	1228	1205	1220	1197	1204	610
		Médio	567	545	692	572	546,4	658	1212	682,4	590,1	611	664,7	565,5
		V_{total} (m^3/mês)	6813	8174	13840	9719	9288	11848	16774	13648	11802	12219	14623	9048
pH (5 a 9)		Min.	6,9	7,4	6,9	6	5,7	5,6	5,1	5	6,4	5,31	6,2	5,17
		Máx.	9	9	8,9	9	8,7	8,8	8,8	8,5	8,3	9	8,9	9
T (^{0}C) <40		Min.	21,7	21,4	22,5	23,1	24	22.8	21	21,7	21,8	22	20	20
		Máx.	24,6	25,8	30,8	26,6	28	27,6	30	32,3	27	27,5	39	25,2
Material Sedimentável (1.0)	ml/L	Min.	-	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1
		Máx.		10	0,1	0,1	0,1	4	0,1	0,2	0,2	0,1	0,1	0,1
		Médio		2	0,1	0,1	0,1	4	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1
RNFT	mg/L	Min.	-	-	6	0,0004	2,4	3,2	2,5	1	2,2	1,2	0,4	25
		Máx.			19,3	0,014	40	15,5	20,4	13	13	37,6	29	54
		Médio			13,4	0	19,6	7,6	7,71	7,3	6	13,6	10,6	35,2
	kg/dia	Min.	-	-	3,6	0,0002	2,4	1,8	1,23	0,57	1,23	0,66	0,24	14,04
		Máx.			11,62	0,0085	19,88	9,1	12,53	7,98	7,98	21,81	15,23	32,51
		Médio			7,88	0	10,58	4,5	6,68	4,4	3,44	7,98	6,12	20,65
N_2H_4	mg/L (1.0)	Min.	0,3	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,2	0,57	0,2	0,1	0,1	0,1
		Máx.	0,98	1	0,98	0,7	0,63	0,5	0,9	0,78	0,9	0,98	0,7	0,2
		Médio	0,55	0,54	0,34	0,25	0,3	0,5	0,47	0,67	0,5	0,39	0,4	0,13
	kg/dia	Min.	0,18	0,06	0,06	0,06	0,05	0,1	0,24	0,35	0,17	0,06	0,05	0,05
		Máx.	0,55	0,61	0,22	0,42	0,36	0,3	0,6	0,46	0,5	0,57	0,42	0,12
		Médio	0,32	0,31	0,2	0,15	0,16	0,3	0,4	0,4	0,26	0,23	0,23	0,08

Ano			2003					2004						
Mês			Ago	Set	Out	Nov	Dez	Jan	Fev	Mar	Abr	Mai	Jun	Jul
$N\text{-}NH_4$	mg/L (5.0)	Min.	1,2	1,07	0,3	0,1	2,5	1,4	0,75	0,7	0,2	0,5	0,1	1,2
		Máx.	5	2,8	4,5	2,2	4,8	2,3	3,8	3,7	2,6	3,6	4,3	4,9
		Médio	2,3	2,83	2,5	1,36	3,4	1,75	1,35	2	1,8	1,8	1,8	3
	kg/dia	Min.	0,67	0,64	0,17	0,06	1,45	0,8	0,56	0,45	0,81	0,32	0,06	0,73
		Máx.	2,91	1,69	2,52	1,28	2,3	1,3	2,33	2,27	1,4	2,2	2,23	2,99
		Médio	1,32	1,06	1,49	0,8	1,81	1	1,13	1,21	1,01	1,08	1,04	1,75
SE	mg/L (20.0)	Min.	1,2	4,07		2,5								
		Máx.	12,5	9,19	(*)	7,5	(*)	(*)	(*)	(*)	(*)	(*)	(*)	(*)
		Médio	8,27	6,49		4,1								
	kg/dia	Min.	0,73	2,4		1,46	(*)	(*)		(*)	(*)	(*)	(*)	(*)
		Máx.	6,98	5,1	(*)	4,55	(*)	(*)	(*)	(*)	(*)	(*)	(*)	(*)
		Médio	4,75	3,76		2,47	(*)	(*)		(*)	(*)	(*)	(*)	(*)
OGme	mg/L (20.0)	Min.			2,5		3,9	2,5	4,35	2,5	2,5	2,5	2,5	2,5
		Máx.	(*)	(*)	7,7	(*)	10,4	16,2	10,62	12,5	3,6	7,3	3	15,7
		Médio			5,1		7,1	7,3	6,55	6,4	2,9	4	2,6	7,9
	kg/dia	Min.	(*)		1,4		1,94	1,5	3,06	1,53	1,39	1,5	1,31	1,53
		Máx.	(*)	(*)	4,64	(*)	5,95	9,3	12,82	7,68	2,15	4,03	1,83	8,16
		Médio	(*)		3,01		3,83	6,9	6,62	3,85	1,68	2,33	1,52	4,66
Ferro Solúvel (Fe)	mg/L (15.0)	Min.	0,3	0,25	0,4	0,3	0,5	0,3	0,45	0,5	0,3	0,5	0,5	0,4
		Máx.	0,5	5	1	2,3	5	7	4,1	2	0,8	10	1,6	0,8
		Médio	0,45	1,38	0,6	0,9	1,4	3,2	1,17	1	0,5	3,8	0,9	0,6
	kg/dia	Min.	0,17	0,14	0,24	0,18	0,29	0,2	0,37	0,28	0,18	0,28	0,26	0,24
		Máx.	0,31	2,9	0,6	1,38	2,4	4,2	2,41	1,23	0,45	5,8	0,98	0,48
		Médio	0,27	0,8	0,36	0,54	0,78	1,9	0,89	0,62	0,28	2,2	0,53	0,35

(*) O parâmetro SE foi substituído por OGme
RNFT - Resíduos Não Filtráveis Totais
$N\text{-}NH_4$ -Nitrogênio Amoniacal
OGme - Óleos e Graxas de origem mineral
SE - "Solúveis em Éter" (Óleos e Graxas)
Obs.: A parada da Usina de Angra 2 ocorreu no período de 13/05/04 a 11/06/04.

Os óleos removidos e/ou recuperados dos efluentes líquidos, nas duas estruturas de separação de água-óleo (1UGX e 2UGX), constituem rejeitos não contaminados com substâncias radioativas, que são acumulados e alienados, juntamente com os óleos recuperados de toda a CNAAA, como "óleos usados" para retratamento, refinamento, etc., por empresas particulares que os adquirem para reaproveitamento.

Em Angra 3, haverá apenas uma única e exclusiva estrutura de separação de água-óleo. Tal como hoje ocorre em Angra 2, também em Angra 3 os efluentes líquidos, após separados de óleos, serão encaminhados ao correspondente sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais para processamento, antes de serem liberados para o poço de selagem principal e daí para o meio externo.

Na usina Angra 2, durante paradas para recarga de combustível nuclear, o principal rejeito líquido (não se considerando a água do mar que circula pelos condensadores principais, que aliás não requer nenhum pós-tratamento e é descarregada diretamente no poço de selagem principal) é a água de processo do circuito secundário de água-vapor. O circuito secundário de água-vapor contém uma quantidade de líquido da ordem de 1.800 m^3. Esse líquido é constituído basicamente por água desmineralizada condicionada apenas com amoníaco/hidrazina, com um teor de amoníaco (NH_3) de até 15 ppm (portanto, além do limite permitido para lançamento no meio ambiente, que é de 6 ppm NH_3) e de hidrazina (N_2H_4), da ordem de 0,1 ppm (portanto, abaixo do limite permitido para lançamento no meio ambiente, que é de 1 ppm N_2H_4).

Como o amoníaco existente na água do circuito secundário deriva da decomposição térmica sofrida pela hidrazina, continuamente adicionada à água como "agente anti-oxigênio", antes das paradas da usina essa adição é suspensa cerca de uma semana, com a usina ainda em operação, nessas circunstâncias, o teor de amoníaco na água do circuito secundário é paulatinamente reduzido a teores inferiores a 5 ppm NH_3, o que permite o lançamento direto dessa água no poço de selagem principal, sem necessidade de ser submetida a qualquer tratamento. No entanto, essa água, durante as paradas da usina, é transferida para as bacias do sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais, antes de ser descartada no poço de selagem principal, e é submetida, assim, aos mesmos procedimentos de liberação para o meio ambiente, usualmente adotados. Logicamente, por não ser necessário tratamento, o tempo de processamento dessa água do circuito secundário é consideravelmente reduzido, permitindo seu lançamento final no poço de selagem principal sem dificuldade.

Na Figura 27 é mostrado o esquema de interligações das várias correntes de efluentes líquidos convencionais da usina Angra 2 e na Figura 28 o esquema congênere para a futura usina Angra 3. Na Figura 29 é mostrado o diagrama de blocos representativo do sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais de Angra 2, idêntico ao sistema congênere a ser implantado na usina Angra 3.

Figura 27 - Angra 2 – Esquema das interligações das várias correntes de efluentes líquidos convencionais (Rejeitos Líquidos)

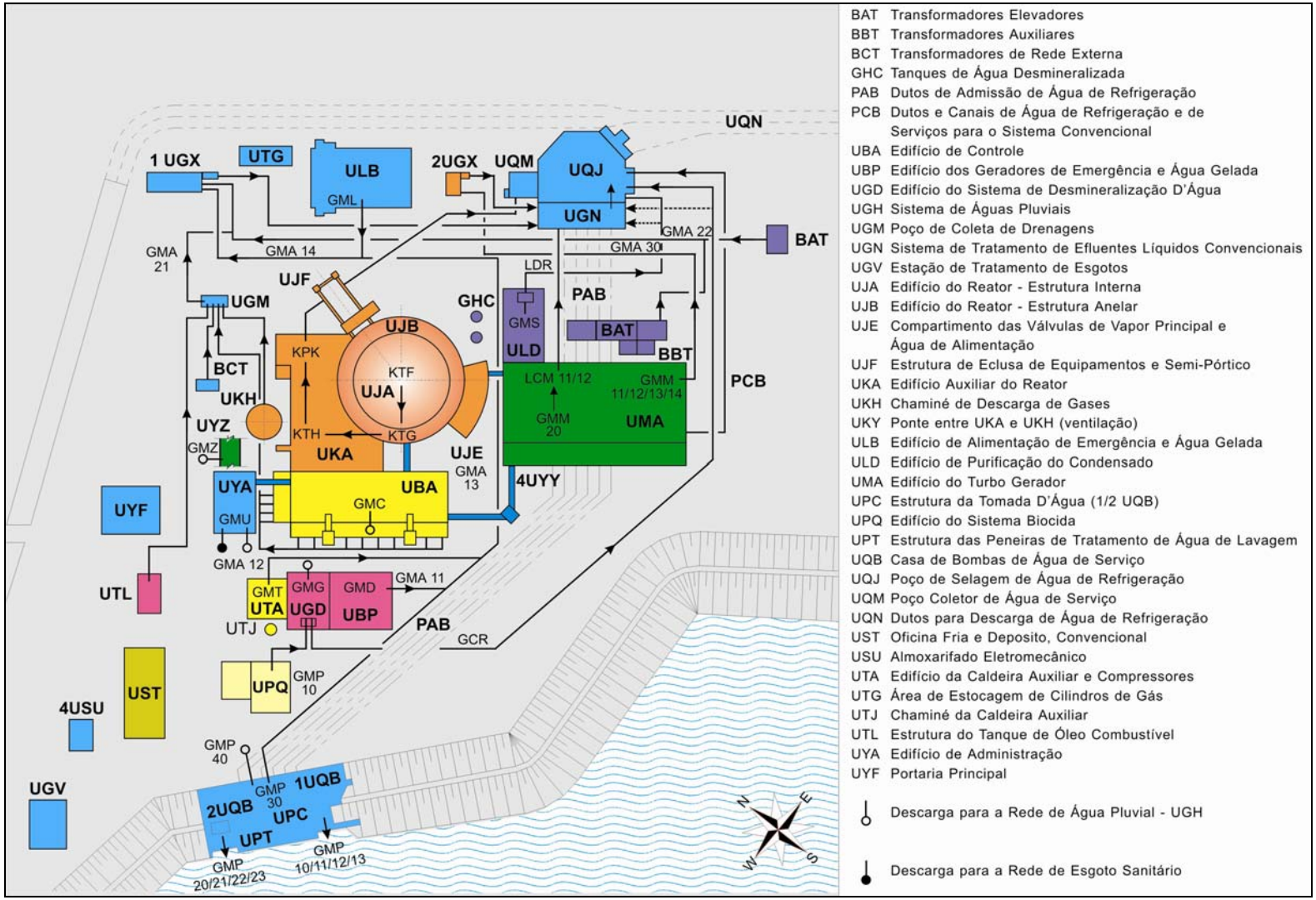
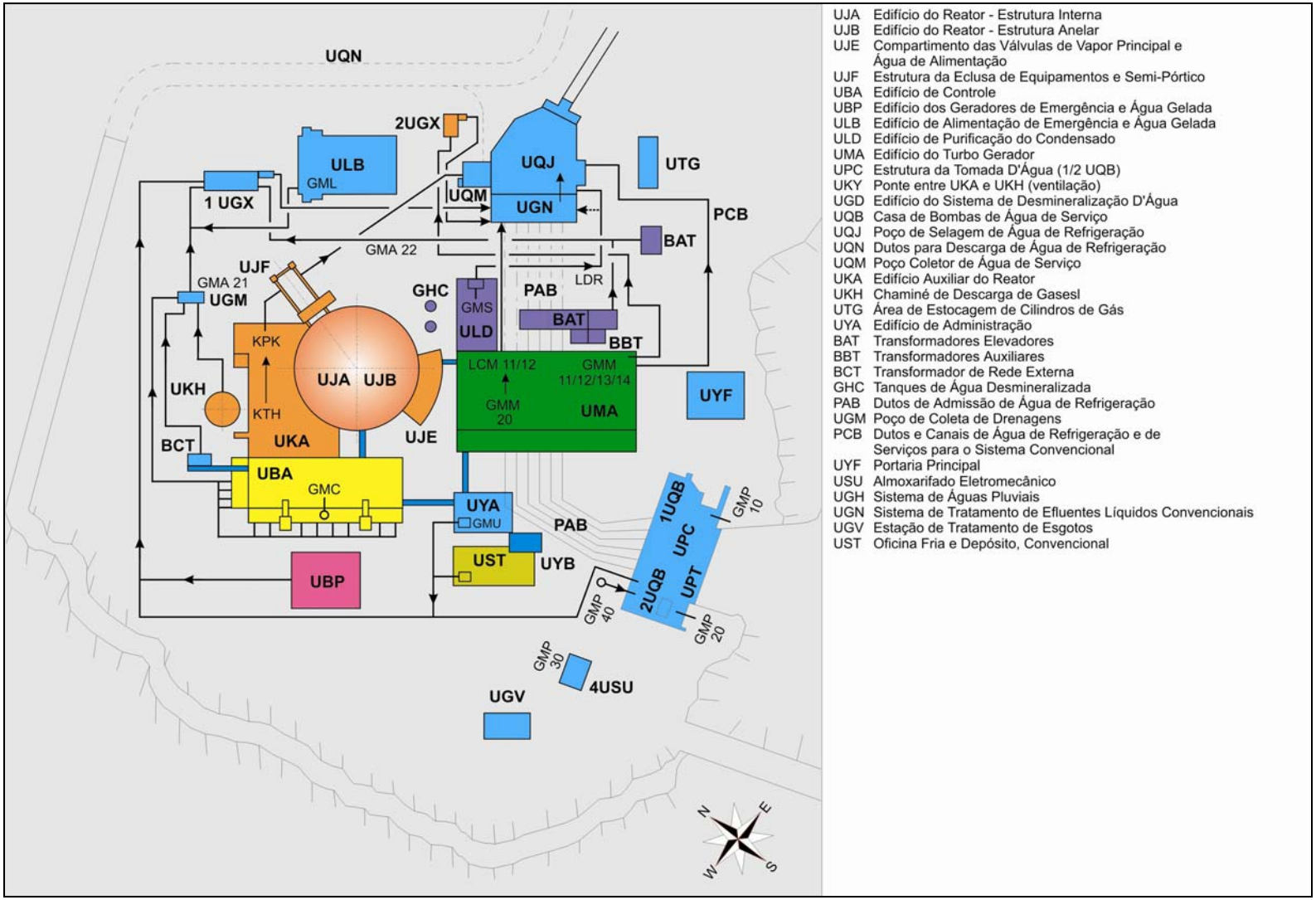
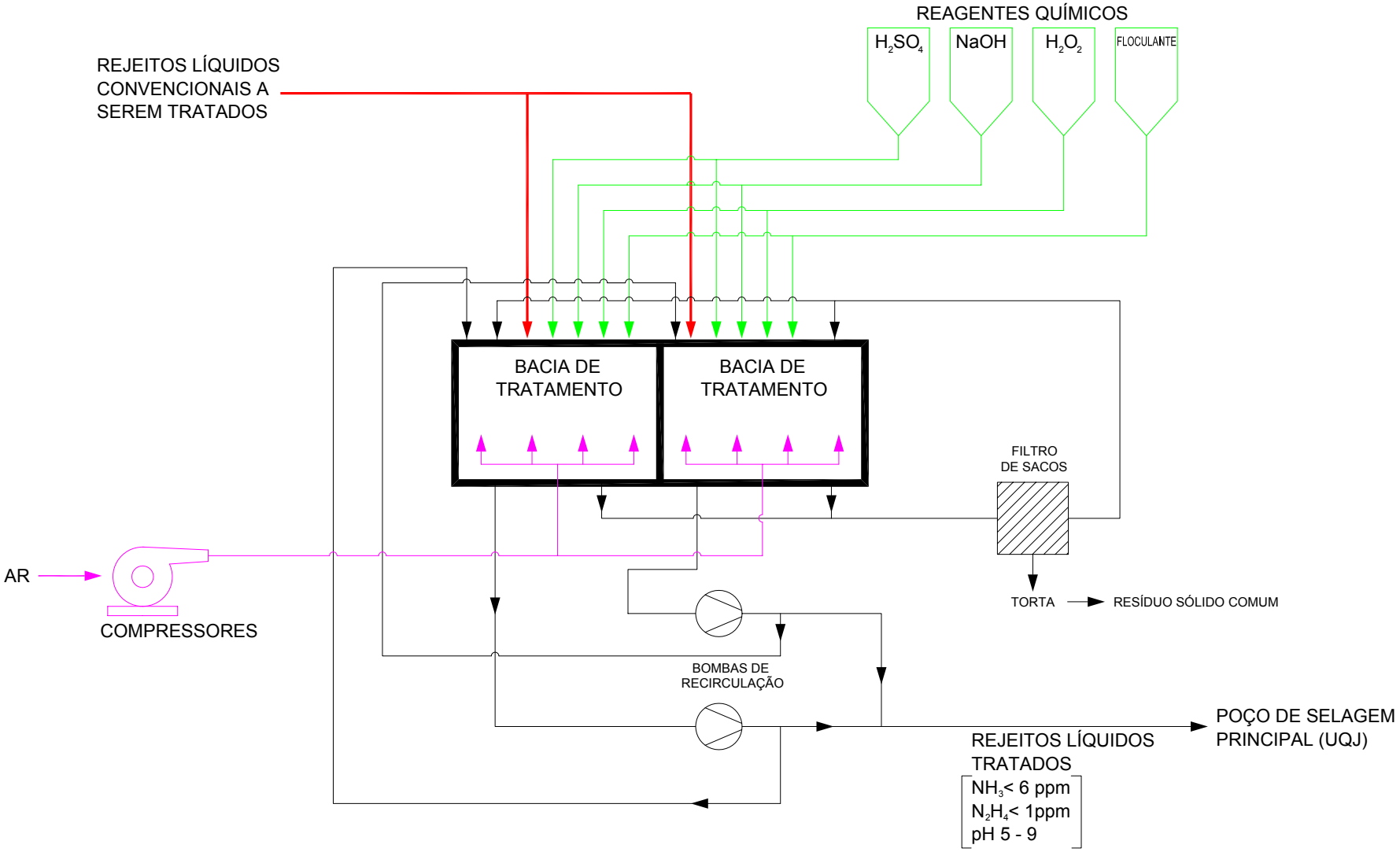


Figura 28 – Angra 3 – Esquema das interligações (futuras) das várias correntes de efluentes líquidos convencionais (rejeitos líquidos)



UJA Edifício do Reator - Estrutura Interna
UJB Edifício do Reator - Estrutura Anelar
UJE Compartimento das Válvulas de Vapor Principal e Água de Alimentação
UJF Estrutura da Eclusa de Equipamentos e Semi-Pórtico
UBA Edifício de Controle
UBP Edifício dos Geradores de Emergência e Água Gelada
ULB Edifício de Alimentação de Emergência e Água Gelada
ULD Edifício de Purificação do Condensado
UMA Edifício do Turbo Gerador
UPC Estrutura da Tomada D'Água (1/2 UQB)
UKY Ponte entre UKA e UKH (ventilação)
UGD Edifício do Sistema de Desmineralização D'Água
UQB Casa de Bombas de Água de Serviço
UQJ Poço de Selagem de Água de Refrigeração
UQN Dutos para Descarga de Água de Refrigeração
UQM Poço Coletor de Água de Serviço
UKA Edifício Auxiliar do Reator
UKH Chaminé de Descarga de Gasesl
UTG Área de Estocagem de Cilindros de Gás
UYA Edifício de Administração
BAT Transformadores Elevadores
BBT Transformadores Auxiliares
BCT Transformador de Rede Externa
GHC Tanques de Água Desmineralizada
PAB Dutos de Admissão de Água de Refrigeração
UGM Poço de Coleta de Drenagens
PCB Dutos e Canais de Água de Refrigeração e de Serviços para o Sistema Convencional
UYF Portaria Principal
USU Almoxarifado Eletromecânico
UGH Sistema de Águas Pluviais
UGN Sistema de Tratamento de Efluentes Líquidos Convencionais
UGV Estação de Tratamento de Esgotos
UST Oficina Fria e Depósito, Convencional

Figura 29 - Angra 2 – Diagrama de blocos representativos do sistema de tratamento de efluentes líquidos convencionais (rejeitos líquidos)



2.10.3.1 Efluentes Líquidos Sanitários

O tratamento dos esgotos sanitários, gerados nas fases de construção e operação de Angra 3, também dará origem a efluentes que serão descartados no meio ambiente aquático de Itaorna, dentro dos padrões e limites de lançamento legais em vigor (Resolução Conama Nº 20/86 e NT-202.R.10 da Feema).

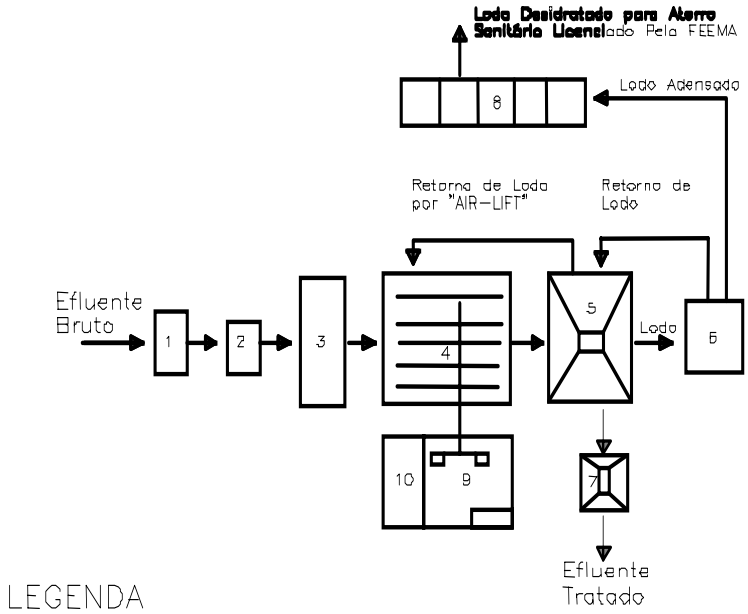
Os esgotos sanitários gerados pelo contingenciamento na fase de construção e montagem de Angra 3, serão coletados em caixas coletoras de esgoto, dentro dos padrões normativos, localizadas no Canteiro de Obras, sendo encaminhados através de ramais, por vias subterrâneas, até uma Estação de Tratamento de Esgoto – ETE, a ser construída na fase de implantação do Canteiro de Obras.

Os sedimentos de resíduos orgânicos provenientes da limpeza das cavas de fundação (lama) serão lançados através do sistema de bombeamento.

O tratamento a ser implantado, similar à ETE em operação em Angra 2, é do tipo processo biológico de lodo ativado e aeração prolongada, sendo os efluentes lançados subseqüentemente em canais de drenagem que desembocam na enseada de Itaorna. O fluxograma esquemático do sistema de tratamento (ETE) de Angra 2, similar ao que será implantado em Angra 3, é apresentado abaixo, na Figura 30.

Atualmente há três estações de tratamento de esgotos sanitários na CNAAA, uma para cada Unidade em operação (Angra 1 e 2) e a terceira que atende aos prédios de apoio da CNAAA. São projetadas para o atendimento nas condições normais de operação das usinas, como também nas paradas das mesmas, para troca de elementos combustíveis ou manutenções. A localização das quatro ETEs (inclui-se a estação a ser construída para Angra 3), bem como seus respectivos locais de lançamento de efluentes pode ser vista no Anexo 4 – Planta Esquemática das Áreas Restritas, Pontos de Emissões, Locais de Lançamento de Efluentes Líquidos e Sistema de Abastecimento de Água Doce – CNAAA (Unidades 1, 2 e 3).

As estações de tratamento são monitoradas quanto à qualidade dos efluentes tratados, por meio de medições diárias de vazões e de pH nas saídas dos sistemas de tratamento, bem como por análises de laboratório efetuadas em amostras coletadas nos mesmos locais, para fins de avaliação de materiais sedimentáveis e RNFT (resíduos não filtráveis totais), com freqüência semanal, e de DBO5, com freqüência quinzenal. Os procedimentos adotados atendem a norma técnica NT-202.R-10 (Critérios e Padrões para Lançamento de Efluentes Líquidos) e as diretrizes DZ-942.R-7 (Diretriz de Implantação do Programa de Autocontrole de Efluentes Líquidos, Procon Água) e DZ-215.R-3 (Diretriz de Controle de Carga Orgânica Biodegradável em Efluentes Líquidos de Origem Não-industrial), da Feema, bem como a Resolução Conama 20 (em seu artigo 21).



LEGENDA

1 Gradeamento–Sistema de retenção de sólidos grosseiros
2 Caixa de areia
3 Tanque de equalização e elevatória
4 Tanque de aeração
5 Decantador
6 Poço de lodo com sistema de adensamento
7 Medidor de vazão–calha PARSHAL
8 Leitos de secagem
9 Casa de máquinas
– Compressores
– Painel ellétrico
10 Laboratório de campo

Figura 30 – Angra 2 - Fluxograma esquemático do sistema de tratamento de esgotos sanitários.
Fonte: Eletronuclear / Planep Engenharia Ltda.

Os resultados da monitoração realizada no período de janeiro/2001 a dezembro/2003 constam da Tabela 23. Verifica-se, no caso de Angra 1 e 2, que, apesar da variação havida na carga afluente devida à variação no número de funcionários presentes durante a operação normal das usinas e nas paradas, os efluentes das respectivas estações de tratamento não apresentaram problemas quanto ao atendimento do limite de lançamento para a $DBO_{5;}$ entretanto, no que se refere aos demais parâmetros de controle, esses apenas ultrapassaram os limites legais pelo menos uma vez nesse mesmo período.

Tabela 23 – CNAAA – Características e Parâmetros de Controle dos Efluentes Sanitários das Usinas Angra 1 e 2 e dos prédios de apoio da CNAAA lançados nos Canais de Drenagem, no período de 2001 - 2003.

Usina	Parâmetro	Limite	Média	Máximo	Mínimo
ETE Angra 1	Vazão (m^3/h)	1,5 $Q_{média}$	1,85	2,5	0,57
	pH	Entre 5 – 9	6,11	7,94	3,8
	$DBO_{5,}$ (mg/L)	Máximo: 100	20,86	120	4,8
	Materiais sedimentáveis (mg/L)	Máximo: 1	0,35	0,9	0
	RNFT (mg/L)	Máximo: 100	29,99	173	1
ETE Angra 2	Vazão (m^3/h)	1,5 $Q_{média}$	1,34	3,20	0,44
	pH	Entre 5 – 9	6,23	7,9	4,12
	$DBO_{5,}$ (mg/L)	Máximo: 100	19,28	92	2,4
	Materiais sedimentáveis (mg/L)	Máximo: 1	0,14	1,5	0
	RNFT (mg/L)	Máximo: 100	28,25	81	1,7
ETE dos prédios de apoio da CNAAA	Vazão (m^3/h)	1,5 $Q_{média}$	13,61	23,9	5,3
	pH	Entre 5 – 9	7,27	7,9	4,9
	$DBO_{5,}$ (mg/L)	Máximo 100	25,13	100	5
	Materiais sedimentáveis (mg/L)	Máximo: 1	3,24	90	0
	RNFT (mg/L)	Máximo: 100	36,01	207	2,9

Fonte: Eletronuclear (Programa de Monitoração e Controle da Qualidade das Águas – PA – MA 09 e 2 PA – MA 09)

O pH abaixo de 5 (ácido) pode ser explicado pela existência de menores volumes de carga afluente nos períodos de operação das usinas, visto que as estações de tratamento foram projetadas para atender os períodos de parada, quando a quantidade de pessoas trabalhando é maior. A maior remoção de DBO_5 nos períodos de operação gera uma quantidade maior de CO_2, o que provoca redução do pH e torna necessária sua correção antes do lançamento do esgoto tratado no meio ambiente. Por outro lado, as variações nas características dos efluentes sanitários podem também justificar os desvios observados quanto aos materiais sedimentáveis

e aos RNFT (resíduos não filtráveis totais), pois elas alteram as condições de operação do sistema e demandam tempo, para que possam ser adaptadas às novas condições de processo.

A monitoração dos efluentes da ETE que atende aos prédios de apoio da CNAAA apresentou valores acima dos permitidos para resíduos sedimentáveis, causados por problemas operacionais na respectiva estação de tratamento. Por outro lado, a reduzida carga afluente resultou em "pH ácido" e concentração máxima de DBO_5 acima do limite legal.

Controle e monitoração da água do mar

No que se refere ao controle e monitoração dos efluentes líquidos lançados no mar, os canais de drenagem das usinas Angra 1 e Angra 2 desembocam em Itaorna e as águas de resfriamento dos condensadores dessas duas usinas (assim como, futuramente, também os da usina Angra 3) são lançadas no Saco Piraquara de Fora. No âmbito da Eletronuclear, a qualidade da água é monitorada nos locais de lançamento, em cinco pontos, tais como caracterizados na Tabela 24.

A monitoração compreende a realização de análises físico-químicas e bacteriológicas dos parâmetros de interesse. A metodologia adotada (parâmetros, número de amostras, periodicidade das coletas/análises e os valores permitidos) é demonstrada na Tabela 25. Os resultados da referida monitoração, para o período de 2001 – 2003, são apresentados na Tabela 26.

Tabela 24 – Pontos de monitoração da qualidade da água do mar das áreas dos lançamentos de efluentes.

Local de coleta	Ponto de amostragem	Localização	Análise
Itaorna	AM 5	Cais, próximo à unidade 2	Bacteriológico
	AM 6	Cais de descarga de equipamentos	Físico–químico
Saco Piraquara de Fora	AM 7	A 50 m do local de descarga	Físico–químico
	AM 8	A 750 m do local de descarga	Físico-químico
	AM 9	Praia do Velho	Bacteriológico

Fonte: Eletronuclear (Programa de Monitoração e Controle da Qualidade das Águas – PA – MA 09 e 2 PA – MA 09

Tabela 25 – Parâmetros monitorados nas áreas de lançamento de efluentes.

Parâmetro	Valor permitido	Freqüência de amostragem	Número de amostras	Local
Materiais flutuantes	Virtualmente ausente	Mensal	3	AM 6/7/8
Óleos e graxas (mg/L)	Virtualmente ausente	Mensal	3	AM 6/7/8

Parâmetro	Valor permitido	Freqüência de amostragem	Número de amostras	Local
DBO_5 (mg/L)	Máximo 5,0	Mensal	3	AM 6/7/8
OD (mg/L)	Mínimo 6,0	Mensal	3	AM 6/7/8
Alumínio (mg/L)	Máximo 1,5	Quinzenal	3	AM 6/7/8
Amoníaco (mg/L)	Mínimo 0,4	Quinzenal	3	AM 6/7/8
Boro (mg/L)	Máximo 5,0	Mensal	3	AM 6/7/8
Cromo hexavalente (mg/L)	Máximo 0,05	Mensal	3	AM 6/7/8
Zinco (mg/L)	Máximo 0,1	Quinzenal	3	AM 6/7/8
Hidrazina (mg/L)	Máximo 0,1	Quinzenal	3	AM 6/7/8
Nitrito (mg/L)	Máximo 1,0	Quinzenal	3	AM 6/7/8
pH	6,5 - 8,5	Quinzenal	3	AM 6/7/8
	6,5 - 8,3	Quinzenal	6	AM 5/9
Coliformes fecais (VMP/100 ml)	Máximo 1.000	Mensal	6	AM 5/9
Cloro residual (mg/L)	Máximo 0,01	Semanal	2	AM 6/7/8

Fonte: Eletronuclear (Programa de Monitoração e Controle da Qualidade das Águas – PA – MA 09 e 2 PA – MA 09)

Tabela 26 - Valores dos Parâmetros de Controle Monitorados nos Efluentes Líquidos lançados no Mar, período 2001 a 2003.

Local da coleta	Parâmetro	Limite (*)	2001	2002	2003
AM 5 Enseada de Itaorna, cais próximo a Unidade 2	Coliformes fecais (NMP/ 100 ml)	Máximo: 1000 / 100 ml	Ausente / 100ml	Ausente / 100ml	Ausente / 100ml
	pH	6,5 – 8,3	8,14	8,16	8,18
AM 6 Enseada de Itaorna, cais de descarga de equipamentos	pH	6,5 - 8,5	8,22	8,1	8,18
	Óleos e graxas (mg/L)	Virtualmente ausente	Virtualmente ausente	Virtualmente ausente	Virtualmente ausente
	Amoníaco (mg/L)	Máximo: 0,4	<0,1	<0,4	0,16
	Zinco (mg/L)	Máximo: 0,1	0,01	0,0053	0,0038
AM 6 Enseada de Itaorna, cais de descarga de equipamentos	Hidrazina (mg/L)	Máximo: 0,1	<0,05	<0,03	0,094
AM 7 Saco Piraquara de Fora, a 50 m. do	pH	6,5 - 8,5	8,25	8,13	8,21
	Óleos e graxas (mg/L)	Virtualmente ausente	Virtualmente ausente	Virtualmente ausente	Virtualmente ausente

Local da coleta	Parâmetro	Limite (*)	2001	2002	2003
ponto de lançamento	Amoníaco (mg/L)	Máximo: 0,4	<0,1	<0,4	0,16
	Boro (mg/L)	Máximo: 5	4,28	4,60	3,97
	Zinco (mg/L)	Máximo: 0,1	0,009	0,0046	0,0026
	Hidrazina (mg/L)	Máximo: 0,1	<0,05	<0,03	0,094
AM 8 Saco Piraquara de Fora, a 750 m. do ponto de lançamento	pH	6,5 - 8,5	8,25	8,14	8,21
	Óleos e graxas (mg/L)	Virtualmente ausente	Virtualmente ausente	Virtualmente ausente	Virtualmente ausente
	Amoníaco (mg/L)	Máximo: 0,4	<0,1	<0,4	0,16
	Boro(mg/L)	Máximo: 5	4,29	4,53	3,64
	Zinco (mg/L)	Máximo: 0,1	0,01	0,005	0,0025
	Hidrazina (mg/L)	Máximo: 0,1	<0,05	<0,03	0,094
AM 9 Marina da Piraquara, Praia do Velho	Coliformes fecais (VMP/ 100 ml)	Máximo: 1000 / 100 ml	Ausente / 100ml	Ausente / 100ml	Ausente / 100ml
	pH	6,5 – 8,3	8,10	8,18	8,17

Fonte: Relatórios do Programa de Monitoração e Controle da Qualidade das Águas (2PA-MA 09).
(*) Legislação Aplicável
Resolução Conama nº 20, de 18 de junho de 1986 – Artigo 8
Norma NT-319 – "Critérios de Qualidade de Água para Preservação de Fauna e Flora Marinhas Naturais " – Feema;
Norma NT-311 – "Critérios de Qualidade de Água de Recreação em Água Salgada – Contato Primário"– Feema;

Quanto ao aspecto bacteriológico, não foi constatada existência de coliformes fecais nas amostras coletadas nos pontos AM-5 (Enseada de Itaorna), no período de janeiro/2002 a dezembro/2003, e AM-9 (Praia do Velho, Saco Piraquara de Fora), no período de janeiro/2000 a dezembro/2003, fato que indica que os efluentes sanitários não estão contaminando a água do mar nos locais de lançamento.

Considerando-se que o sistema de tratamento de esgotos sanitários da usina Angra 3 será idêntico à usina Angra 2, seus efluentes sanitários deverão apresentar, tanto quantitativa quanto qualitativamente, os mesmos valores e condições apresentados na Tabela 27 para a usina Angra 2. E, como a monitoração correntemente levada a efeito na CNAAA já demonstra a eficiência dos sistemas de tratamento de efluentes sanitários, inclusive no que se refere especificamente ao item "coliformes fecais", de fato não há razões que possam levar à suposição de que os efluentes sanitários provenientes de Angra 3 venham futuramente alterar a qualidade da água do corpo hídrico receptor.

Tabela 27 – Angra 2 – Valores dos Parâmetros de Controle Monitorados nos Efluentes Líquidos lançados no Mar,período 2001 a 2003.

Parâmetro	Limite	Valor médio
Vazão (m^3/h)	1,5 $Q_{média}$	1,45
pH	Entre 5 – 9	6,13
DBO_5 (mg/L)	Máximo: 100	22,41
Materiais sedimentáveis (mL/L)	Máximo 1	0,21
RNFT (mg/L)	Máximo 100	29,89

Fonte: Eletronuclear, Programa de Monitoração e Controle da Qualidade das Águas (PA – MA 09 e 2 PA – MA 09).

2.11 REJEITOS RADIOATIVOS – CONCEITOS, CLASSIFICAÇÕES E GENERALIDADES

2.11.1 Radiação

Toda matéria se compõe de átomos e a maioria deles é estável; as exceções, os que têm núcleos instáveis, são chamados de "radioativos", pois para estabilizarem seus núcleos emitem radiação.

A radiação pode ser de dois tipos:

- A **ionizante**, que, sob forma de partículas ou radiação eletromagnética, é capaz de adicionar ou remover elétrons de átomos ou moléculas, tem como exemplo as partículas alfa e beta, raios gama, raios-X e nêutrons.
- A **não ionizante**, sem a mesma capacidade de adicionar ou remover elétrons de átomos ou moléculas, tem como exemplo as ondas de radar, ondas de rádio, micro-ondas e a luz visível.

A luz do sol é a forma mais conhecida de radiação e transporta energia em ondas eletromagnéticas nas três faixas de freqüência: curta, média e longa.

A classificação das ondas de energia em faixas de freqüência é feita em função de sua velocidade, comprimento de onda e freqüência. A freqüência é proporcional ao comprimento de onda e quanto mais curta for a onda, maior é sua freqüência e, quanto mais freqüente, maior é a quantidade de energia por ela conduzida. Neste extremo, situa-se a faixa de ondas curtas e no outro, a faixa de ondas longas, que inclui as ondas mais compridas e, portanto, menos freqüentes e com menor conteúdo de energia. Na radiação proveniente do sol, usada como exemplo anteriormente, os raios ultravioletas pertencem à faixa de ondas curtas e os raios infravermelhos, à faixa de ondas longas.

A radiação natural ou "de fundo", é aquela com a qual o planeta convive. É também chamada pelos especialistas como *background*.

O *fallout* é a incorporação à biosfera dos radionuclídeos resultantes das experiências com bombas atômicas.

A radiação natural é, apesar das emissões de radionuclídeos artificiais pelas atividades humanas e do *fallout*, a maior fonte de exposição do ser humano - aproximadamente 88% do total. Ela tem um componente externo, que compreende os raios cósmicos e a radiação emitida por elementos naturais existentes na biosfera e na crosta terrestre, e componentes internos oriundos dos elementos naturais incorporados pelo homem como, por exemplo, o potássio 40 e o carbono 14.

A dose efetiva causada pela radiação natural varia bastante geograficamente, existindo regiões onde seu valor chega a ser vinte vezes superior à média do planeta, que é igual a 2,4 mSv por ano. No Brasil, os moradores de Guarapari (sede do Município) e do povoado de Meaípe, no Espírito Santo, recebem doses significativas de radiação natural, porque o solo nestas regiões é rico em areia monazítica, a qual contém elementos radioativos. Em Guarapari, a dose média anual recebida pela população residente é da ordem de 12mSv/ano, enquanto que a de Meaípe está por volta de 38 mSv/ano. Estas doses médias são muito superiores às estabelecidas pela CNEN para o controle dos efluentes radioativos das Centrais Nucleares, que é de 1 mSv/ano.

A radiação tem origem nos átomos, unidades básicas de constituição de todas as formas de matéria. A maior parte dos átomos é estável, mas há também átomos instáveis, isto é, átomos radioativos, que contêm quantidades excessivas de energia e a emitem num processo de decaimento sucessivo, até atingir a estabilidade. A emissão é feita sob a forma de ondas (gama) ou partículas com alta velocidade (alfa ou beta), que são ionizantes por sua capacidade de produzir partículas eletricamente ativas, chamadas íons, nos materiais a elas expostos.

Há diversos tipos de radiação ionizante. As partículas alfa são, comparativamente às partículas beta, de maior dimensão e de maior massa, possuindo carga elétrica positiva, pouco poder de penetração na matéria e pequeno alcance no ar. Por outro lado, as partículas beta (elétrons de alta energia) são, comparativamente às partículas alfa, de pequenas dimensões, de muito menor massa, possuem carga elétrica negativa, maior poder de penetração na matéria e de alcance no ar (Tabela 28). As partículas alfa têm densidade relativamente elevada, carga elétrica positiva e pouco poder de penetração, enquanto as partículas beta são elétrons em movimento ultra-rápido. Os raios X e os raios gama, assim como a luz, são constituídos de energia deslocada em ondas, portanto sem movimentação de matéria. No entanto, estas têm enorme poder de penetração e atravessam o corpo humano com grande facilidade, sendo que somente podem ser atenuadas por barreiras de alta densidade como, por exemplo, concreto, chumbo ou água (Figura 31).

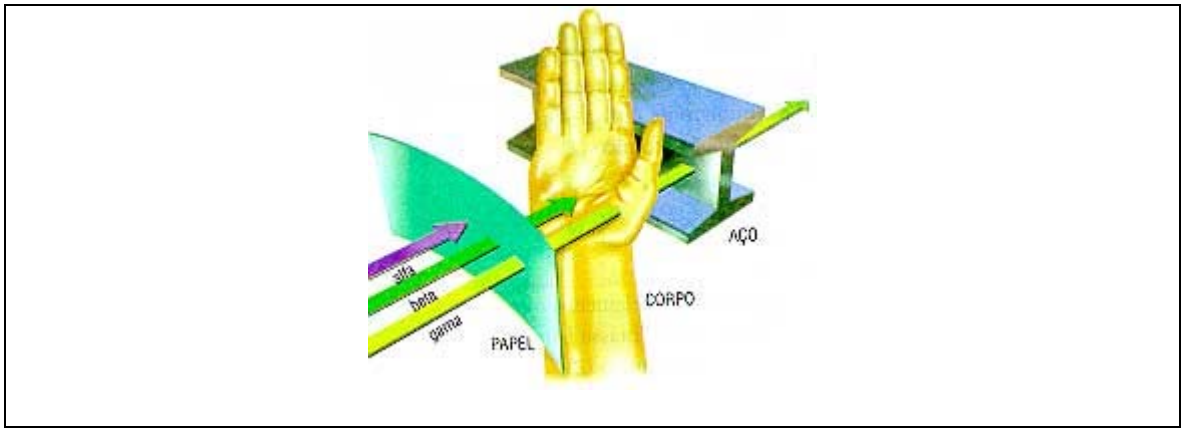


Figura 31 – Poder de penetração das emissões alfa, beta e gama.
Fonte: EIA da Unidade III do DIRR (MRS Estudos Ambientais, 2003).

Tabela 28 – Propriedades dos tipos de radiação ionizante.

Radiação	Composição	Carga Relativa	Massa (u)	Velocidade	Poder de Penetração
α (Alfa)	2 prótons e 2 nêutrons	+2	4	5% a 10% da velocidade da luz	muito baixo
ß (Beta)	elétron	-1	1/1836	Até 90% da velocidade da luz	baixo
g (Gama)	Onda eletromagnética	0	0	Igual á velocidade da luz ($3x10^8$ m/s)	alto

Fonte: EIA da Unidade III do DIRR (MRS Estudos Ambientais, 2003).

As partículas alfa, embora possam ser barradas com facilidade, pois possuem poder de penetração muito baixo, são perigosas quando os elementos que as emitem são inalados ou absorvidos pelo organismo humano através de ferimentos, uma vez que, pelo seu tamanho, colidem com os átomos das células e perdem energia rapidamente, infligindo maior dano biológico que outras formas de radiação ionizante.

O ser humano é exposto à radiação ionizante de duas maneiras diferentes:

- a fonte emissora está externa a seu corpo;
- incorporação de elementos radioativos via inalação, ingestão e/ou absorção através da pele e/ou ferimentos.

No primeiro caso, para proteger-se, o ser humano deve aplicar os três princípios básicos de proteção radiológica:

- tempo: a dose recebida é diretamente proporcional ao tempo de exposição à radiação. Portanto, quanto menor for este tempo menor será a sua dose;
- distância: a dose recebida é inversamente proporcional à distância entre o ser humano e a fonte de radiação. Conseqüentemente, quanto mais distante dela permanecer, menor será também a sua dose; e
- blindagem: consiste em uma barreira de material apropriado colocada entre a fonte radioativa e o homem, a qual tem por finalidade reduzir a intensidade inicial da radiação incidente.

A segunda maneira de exposição à radiação ionizante, inalada, ingerida e/ou absorvida através da pele e/ou ferimentos, deve ser evitada através da utilização de equipamentos de proteção individual (EPI) apropriados a cada condição radiológica, tais como: máscaras com filtros mecânicos, autônomas ou com suprimento externo de ar; vestimentas especiais de pano, papel e/ou plástico; luvas de pano, cirúrgicas e/ou de borracha; galochas, botas e/ou sapatilhas de plástico. Uma vez encontrado, o material radioativo dentro do organismo humano, o seu metabolismo deve ser acelerado para diminuir ao máximo as doses nos diversos órgãos que por ela possam ser afetados..

2.12 GERAÇÃO DE MATERIAL RADIOATIVO EM ANGRA 3

Todos os elementos radioativos produzidos em uma usina nuclear têm sua origem no núcleo do reator ou em suas imediações. Os dois grandes processos responsáveis pela sua produção são a fissão nuclear e a ativação por nêutrons.

No processo de fissão, um núcleo de urânio absorve um nêutron e divide-se em dois, dando origem a dois novos elementos, os quais são radioativos. Estes elementos, resultantes da fissão, são denominados de produtos de fissão e são eles os grandes responsáveis pela radioatividade existente numa usina nuclear. Mas, como eles são produzidos no interior do combustível, para que possam contaminar a água do circuito primário, eles têm que atravessar duas barreiras. A primeira delas é a própria matriz cerâmica das pastilhas de combustível. Neste caso, os produtos de fissão têm que se deslocar por difusão através da pastilha até atingirem o espaço livre entre esta e a parede da vareta combustível. Este processo é muito lento, de modo que apenas uma fração muito pequena do inventário destes produtos consegue fazê-lo. Uma vez vencida esta etapa, uma passagem para a água do primário só é possível se alguma vareta apresentar defeito perdendo sua estanqueidade. Rigorosos controles exercidos nas fases de projeto, fabricação, transporte etc., têm feito com que a incidência de defeitos no combustível seja mínima.

A ativação por nêutrons é um processo pelo qual reações nucleares, iniciadas pela absorção de nêutrons em elementos presentes no campo neutrônico, dão origem a substâncias radioativas. Este processo pode se dar dentro do combustível ou fora dele, bastando para isso a presença de nêutrons. Isótopos de plutônio e netúnio, por exemplo, são produzidos dentro do

combustível por este processo. Os isótopos radioativos produzidos fora do combustível podem ter duas origens. A primeira delas é a partir de elementos estáveis que constituem o próprio refrigerante primário ou que nele estejam dissolvidos. Como exemplos, pode-se citar o nitrogênio (N-16) produzido a partir do oxigênio da água e o trício (H-3) produzido a partir do boro, o qual é propositadamente diluído sob a forma de ácido bórico no refrigerante para efeitos de controle. A segunda é a partir de elementos, também estáveis, que constituem os materiais em contato com o refrigerante, dentro do sistema primário ou dos demais sistemas a ele conectados. Estes elementos entram na água do primário por processos de erosão e corrosão e, ao passarem pelo núcleo do reator, são ativados. Entre estes produtos ativados estão o ferro (Fe-59), o cobalto (Co-60) e o manganês (Mn-54).

2.12.1 Substâncias Radioativas nos Sistemas da Usina

A produção e o fluxo de substâncias radioativas nos sistemas mais relevantes da usina são apresentados a seguir. Os valores aqui mostrados foram obtidos através de um cálculo modelo fundamentado em valores típicos dos vários parâmetros que têm influência nos níveis de atividade dos sistemas e componentes da usina. Uma discussão mais detalhada do modelo utilizado pode ser encontrada em DIAS (1993).

a) Sistema de Refrigeração do Reator

Produtos de Fissão: Durante a operação de uma usina nuclear, é impossível excluir a ocorrência de pequenos defeitos no revestimento de varetas, de combustível. Tais defeitos reduzem a capacidade de retenção destas varetas, podendo ocasionar uma fuga reduzida de produtos de fissão para o sistema de refrigeração do reator. Entretanto, como este é um sistema fechado, ele permite que mesmo uma quantidade relativamente alta de produtos de fissão escape para o refrigerante sem prejudicar a operação da usina.

A composição dos produtos de fissão que porventura escapem para o refrigerante corresponde aproximadamente a uma composição prevista pelo modelo de difusão. De acordo com este modelo, que é adotado aqui como base de cálculo para a atividade do sistema de refrigeração do reator, a razão entre a taxa de liberação de atividade para o refrigerante, F e a taxa de produção de atividade no combustível, B é inversamente proporcional à raiz quadrada da constante de decaimento, λ do radionuclídeo considerado:

$$\frac{F}{B} \approx \frac{1}{\sqrt{\lambda}}$$

Uma discussão mais detalhada do modelo de difusão pode ser encontrada em SCHRÜFER (1974).

A adequabilidade do modelo de difusão foi verificada através de inúmeras medições efetuadas tanto em reatores a água fervente quanto em reatores a água pressurizada. Ele se aplica muito bem aos gases nobres e pode ser usado para halogênios com uma boa aproximação.

Desta forma, uma taxa de liberação é designada a um radionuclídeo representativo de cada grupo, isto é, um gás nobre e um halogênio; em seguida, são calculadas as taxas de liberação para os outros radionuclídeos de interesse em cada grupo, de acordo com o modelo de difusão. Os radionuclídeos de referência escolhidos e suas respectivas taxas de liberação são mostrados abaixo:

Xe-133	$1,7 \times 10^5$ Bq/s.MWt
I-131	$7,8 \times 10^4$ Bq/s.MWt

Os valores acima foram escolhidos com base em medições efetuadas em usinas em operação, de tal forma que as concentrações de radioatividade assim obtidas nunca ou apenas raramente sejam excedidas durante a operação normal.

A concentração de radioatividade no sistema de refrigeração do reator não depende apenas das taxas de liberação de radioatividade para o mesmo mas, também, da eficiência dos sistemas de purificação e desgaseificação. O refrigerante do reator é constantemente purificado por filtros de troca iônica numa vazão mínima de 10% de sua massa total por hora. Esta vazão pode ser duplicada através da operação de uma segunda bomba de carregamento. O refrigerante pode ser desgaseificado de modo semelhante, embora a operação sem desgaseificação seja também possível. Contudo, o refrigerante é sempre desgaseificado antes da abertura do sistema de refrigeração do reator por qualquer razão.

Produtos de fissão podem também ser produzidos diretamente no refrigerante como resultado da existência de impurezas de urânio na superfície externa das varetas de combustível. Neste caso, as quantidades envolvidas são muito pequenas e podem ser desprezadas.

Produtos de Corrosão: O sistema de refrigeração do reator sempre contém elementos resultantes de processos de corrosão que acontecem nas superfícies internas do mesmo. Estes elementos podem ser transportados através do sistema inteiro, podem ser também depositados em locais diferentes do sistema e em seguida arrastados novamente pelo refrigerante. Sempre que eles passam ou são depositados em regiões de alto fluxo neutrônico, eles são ativados e se tornam radioativos. Como os processos envolvidos são complexos e aleatórios, uma estimativa das concentrações de radioatividade através de modelos matemáticos não fornece resultados satisfatórios. Por esta razão, as concentrações de radioatividade dos produtos de corrosão são estimadas a partir da experiência operacional de usinas semelhantes.

Produtos de Ativação: O produto de ativação mais importante no que concerne à blindagem do sistema primário é o isótopo de nitrogênio, N-16. Ele é formado através de reações nucleares com nêutrons rápidos, a partir do oxigênio da água presente no sistema; ele

emite radiações gama de alta energia, mas sua meia-vida de 7,35 segundos é muito curta para que ele seja de alguma importância fora do sistema de refrigeração do reator.

Outros produtos de ativação de meia vida curta como N-17, O-19, N-13, F-18 e Na-24 são também formados por reações nucleares, mas suas concentrações de radioatividade no sistema são muito baixas e são normalmente desprezíveis.

Trício: A presença de trício no sistema de refrigeração do reator se deve basicamente a dois processos principais:

- Fissão ternária dentro do combustível e posterior difusão através do revestimento para o refrigerante;
- Reações de captura de nêutrons com o boro e com o lítio adicionados ao refrigerante.

Pode ser encontrado na literatura que entre 0,1% e 1% do trício produzido por fissão ternária no combustível difundam através do revestimento de *zircaloy* em direção ao sistema de refrigeração.

Investigações efetuadas em usinas nucleares, durante vários ciclos, com elementos combustíveis defeituosos indicaram que a liberação através de defeitos nas varetas não é significativa.

Medições, repetidamente efetuadas em usinas nucleares, têm indicado que para usinas com reatores a água pressurizada, do tipo da de Angra 2 e 3, a produção total esperada de trício se situe entre 10 e 20 GBq/MWe.

Neste volume assume-se uma produção anual de 34 TBq de trício.

A Tabela 29 abaixo mostra as taxas de liberação de radioatividade, para o sistema de refrigeração do reator, dos produtos de fissão, ativação, corrosão e de trício, bem como as respectivas concentrações de radioatividade resultantes neste sistema para as várias condições de operação dos sistemas de purificação e desgaseificação.

Tabela 29 – Taxas de Liberação de radioatividade para o sistema de refrigeração do reator.

Radionuclídeo	λ (s^{-1})	Taxa de Liberação (Bq/s)	Concentração de Radioatividade (Bq/Mg)		
			R=0	R=0,1	R=0,2
Kr85m	4,30E-05	6,58E+08	5,08E+10	3,10E+10	2,23E+10
Kr85	2,05E-09	9,99E+05	1,72E+10	1,21E+08	6,05E+07
Kr87	1,51E-04	2,39E+09	5,27E+10	4,46E+10	3,86E+10
Kr88	6,78E-05	2,26E+09	1,11E+11	7,89E+10	6,12E+10
Xe131m	6,74E-07	2,50E+06	9,88E+09	3,02E+08	1,51E+08
Xe133m	3,67E-06	2,81E+07	2,95E+10	3,63E+09	1,79E+09

Radionuclídeo	λ (s^{-1})	Taxa de Liberação (Bq/s)	Concentração de Radioatividade (Bq/Mg)		
			R=0	R=0,1	R=0,2
Xe133	1,53E-06	6,41E+08	1,43E+12	8,30E+10	4,06E+10
Xe135m	7,56E-04	2,22E+09	4,19E+10	4,04E+10	2,93E+10
Xe135	2,12E-05	2,34E+09	4,67E+11	2,29E+11	1,34E+11
Xe138	8,15E-04	1,37E+10	5,61E+10	5,43E+10	5,26E+10
TOTAL	-	-	**2,27E+12**	**5,65E+11**	**3,81E+11**
I-129	1,40E-15	9,67E-00	-	1,15E+03	5,79E+02
I-131	9,98E-07	2,93E+08	-	3,37E+10	1,72E+10
I-132	8,37E-05	3,98E+09	-	1,19E+11	9,51E+10
I-133	9,26E-06	2,13E+09	-	1,91E+11	1,09E+11
I-134	2,20E-04	1,17E+10	-	1,57E+11	1,41E+11
I-135	2,91E-05	3,57E+09	-	2,09E+11	1,40E+11
TOTAL	-	-	-	**7,08E+11**	**5,03E+11**
Rb88	6,49E-04	0,00E+01	1,08E+11	7,72E+10	5,87E+10
Sr90	7,55E-10	2,94E+04	-	3,69E+06	1,85E+06
Zr95	1,25E-07	2,96E+04	-	3,70E+06	1,86E+06
Cs134	1,07E-08	1,66E+05	-	1,15E+08	5,86E+07
Cs137	7,33E-10	5,03E+05	-	3,48E+08	1,77E+08
Cs138	3,59E-04	0,00E+01	5,54E+10	5,36E+10	5,13E+10
TOTAL	-	-	**1,63E+11**	**1,31E+11**	**1,10E+11**
Cr51	2,90E-07	5,97E+05	7,40E+07	7,40E+07	3,73E+07
Mn54	2,57E-08	5,91E+04	7,40E+06	7,40E+06	3,72E+06
Fe59	1,80E-07	5,94E+04	7,40E+06	7,40E+06	3,73E+06
Co58	1,13E-07	5,93E+05	7,40E+07	7,40E+07	3,72E+07
Co60	4,17E-09	1,77E+05	2,22E+07	2,22E+07	1,11E+07
TOTAL	-	-	**1,85E+08**	**1,85E+08**	**9,31E+07**
H-3	1,78E-09	1,09E+06	1,87E+10	1,87E+10	1,87E+10

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).
Legenda: R é a fração da massa de refrigerante purificada ou desgaseificada por hora.
λ=Constante de decaimento.

b) Sistema de Controle Volumétrico

Este sistema está diretamente conectado ao sistema de refrigeração do reator. Ele opera em condições de pressão e temperatura bastante inferiores às do primário e possibilita a condução de uma certa quantidade de refrigerante através de um filtro de troca iônica e de um desgaseificador. O filtro é operado continuamente enquanto que o desgaseificador pode ser operado intermitentemente.

Todas as partes de sistemas a montante dos sistemas de purificação e desgaseificação apresentam as mesmas concentrações de radioatividade do sistema primário a não ser no caso do N-16 cuja meia vida é extremamente curta. As partes de sistemas a jusante dos sistemas de purificação e desgaseificação, como, por exemplo, as bombas de carregamento de alta pressão e linhas associadas, contêm refrigerante purificado, cuja concentração de radioatividade é reduzida de um fator entre 10 e 1000 (a menos do césio). Se a desgaseificação estiver em linha, as concentrações de radioatividade dos gases nobres são reduzidas de um fator de pelo menos 100. A Tabela 30 abaixo mostra o conteúdo de radioatividade do tanque de controle volumétrico.

Tabela 30 – Radioatividade no tanque de controle volumétrico (Bq).

Radionuclídeo	R=0	R=0,1	R=0,2
Kr85m	4,72E+11	2,88E+09	2,08E+09
Kr85	2,24E+11	1,57E+07	7,87E+06
Kr87	2,85E+11	2,41E+09	2,09E+09
Kr88	8,83E+11	6,29E+09	4,88E+09
Xe131m	1,28E+11	3,90E+07	1,95E+07
Xe133m	3,71E+11	4,56E+08	2,25E+08
Xe133	1,83E+13	1,06E+10	5,20E+09
Xe135m	6,80E+10	6,56E+08	4,75E+08
Xe135	5,07E+12	2,49E+10	1,46E+10
Xe138	8,52E+10	8,24E+08	7,98E+08
TOTAL	**2,59E+13**	**4,91E+10**	**3,03E+10**
I-129	-	1,50E+01	7,52E-00
I-131	-	4,34E+08	2,22E+08
I-132	-	8,68E+08	6,96E+08

Radionuclídeo	R=0	R=0,1	R=0,2
I-133	-	2,28E+09	1,31E+09
I-134	-	6,71E+08	6,04E+08
I-135	-	2,13E+09	1,44E+09
TOTAL	**-**	**6,39E+09**	**4,26E+09**
Rb88	1,00E+11	7,14E+10	5,43E+10
Sr90	-	2,40E+06	1,20E+06
Zr95	-	2,40E+06	1,21E+06
Cs134	-	1,24E+09	6,35E+08
Cs137	-	3,77E+09	1,92E+09
Cs138	1,39E+11	1,34E+11	1,28E+11
TOTAL	**2,39E+11**	**2,10E+11**	**1,85E+11**
Cr51	-	4,80E+07	2,42E+07
Mn54	-	4,81E+06	2,41E+06
Fe59	-	4,80E+06	2,42E+06
Co58	-	4,81E+07	2,42E+07
Co60	-	1,44E+07	7,24E+06
TOTAL	**-**	**1,20E+08**	**6,04E+07**
H-3	2,43E+11	2,43E+11	2,43E+11

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

c) Sistema de Purificação do Refrigerante

O sistema de purificação do refrigerante dispõe de dois filtros de troca iônica. Um deles está carregado com íons Li+ e o outro com íons de H+. O filtro carregado com lítio é o mais freqüentemente usado, pois possui uma boa capacidade de retenção para a maioria dos radionuclídeos, exceto o césio. Quando se torna necessário reduzir a concentração de césio ou lítio no sistema de refrigeração do reator, o filtro carregado com H+ é posto em operação.

Os valores abaixo se aplicam aos fatores de descontaminação do filtro de purificação do refrigerante:

Iodo	1000
Rubídio	2
Césio	1,2
Estrôncio	20
Produtos de corrosão	20

O refrigerante do circuito primário pode ser purificado através destes filtros, a uma taxa de 10% ou 20% de sua massa total por hora. As radioatividades acumuladas em um filtro carregado com Li+ após um ano de operação, a uma taxa de 10% por hora, são mostradas na Tabela 31 abaixo. Também são mostradas as radioatividades remanescentes no filtro para vários períodos de tempo após sua retirada de operação.

Tabela 31 – Radioatividade no filtro de purificação do refrigerante (Bq).

Radionuclídeo	T=0	T=30 dias	T=1/4 ano	T=1/2 ano	T=1 ano
I-129	3,03E+08	3,03E+08	3,03E+08	3,03E+08	3,03E+08
I-131	2,81E+14	2,12E+13	1,08E+11	4,13E+07	6,07E-00
I-132	1,18E+13	0,00E+01	0,00E+01	0,00E+01	0,00E+01
I-133	1,71E+14	6,52E+03	3,48E-18	0,00E+01	0,00E+01
I-134	5,95E+12	0,00E+01	0,00E+01	0,00E+01	0,00E+01
I-135	5,96E+13	9,39E-20	0,00E+01	0,00E+01	0,00E+01
TOTAL	**5,30E+14**	**2,12E+13**	**1,08E+11**	**3,44E+08**	**3,03E+08**
Rb88	4,96E+11	0,00E+01	0,00E+01	0,00E+01	0,00E+01
Sr90	9,10E+11	9,08E+11	9,05E+11	8,99E+11	8,89E+11
Zr95	2,29E+11	1,66E+11	8,53E+10	3,17E+10	4,39E+09
Cs134	4,27E+12	4,15E+12	3,93E+12	3,61E+12	3,05E+12
Cs137	1,51E+13	1,50E+13	1,50E+13	1,49E+13	1,47E+13
Cs138	2,07E+11	0,00E+01	0,00E+01	0,00E+01	0,00E+01
TOTAL	**2,12E+13**	**2,03E+13**	**1,99E+13**	**1,94E+13**	**1,87E+13**
Cr51	2,02E+12	9,55E+11	2,06E+11	2,10E+10	2,19E+08
Mn54	1,27E+12	1,19E+12	1,03E+12	8,45E+11	5,64E+11

Radionuclídeo	T=0	T=30 dias	T=1/4 ano	T=1/2 ano	T=1 ano
Fe59	3,24E+11	2,03E+11	7,83E+10	1,89E+10	1,10E+09
Co58	5,03E+12	3,75E+12	2,06E+12	8,42E+11	1,41E+11
Co60	5,19E+12	5,14E+12	5,03E+12	4,86E+12	4,55E+12
TOTAL	**1,38E+13**	**1,12E+13**	**8,40E+12**	**6,59E+12**	**5,26E+12**

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

d) Sistemas de Tratamento e Armazenagem do Refrigerante

Diariamente, uma certa quantidade de refrigerante é substituída por água desmineralizada para compensar a queima (consumo) de urânio. Esta quantidade aumenta continuamente ao longo do ciclo, devendo corresponder à retirada de cerca de 3 ppm de boro por dia. O refrigerante retirado é dirigido a um tanque de armazenagem. Os tanques de armazenagem são usados seqüencialmente. Sempre que um tanque atinge a metade de sua capacidade, a conexão é intercambiada para o tanque seguinte e o conteúdo existente é processado na planta de evaporação do refrigerante após passar por um filtro de troca iônica. O processo de evaporação resulta em uma solução de ácido bórico a 4%, a qual é descarregada para os tanques de armazenagem de ácido bórico. O vapor resultante da evaporação é condensado e desgaseificado, podendo retornar ao sistema para uso posterior ou, então, ser enviado ao sistema de armazenagem de rejeitos líquidos.

A radioatividade em um tanque de armazenagem de refrigerante atinge um valor máximo imediatamente antes do processo de evaporação. Como a concentração de boro no refrigerante decresce ao longo do ciclo, o tempo necessário para encher um tanque também decresce, tendo como conseqüência um aumento, a cada enchimento, da radioatividade máxima do tanque. O valor mais alto ocorre no final do ciclo. De maneira semelhante, o filtro de troca iônica, o evaporador e o tanque de armazenagem de ácido bórico atingem sua radioatividade máxima no final de cada evaporação. Como a freqüência de evaporação aumenta ao longo do ciclo e existe um efeito cumulativo causado pela radioatividade residual oriunda das evaporações anteriores, as maiores radioatividades nestes componentes ocorrem, também, no final do ciclo. A Tabela 32 abaixo mostra estas radioatividades após cerca de 23 evaporações, assumindo-se uma taxa de purificação do refrigerante de 10% por hora.

Tabela 32 – Radioatividade nos sistemas de tratamento e armazenagem do refrigerante (Bq).

Radionuclídeo	TAR	FTI	ERP	TAB
I-129	6,92E+01	1,06E+03	2,77E+02	2,54E+02
I-131	1,96E+09	8,15E+09	3,68E+09	4,01E+08
I-132	1,32E+09	9,05E+07	4,49E+07	3,14E+05

Radionuclídeo	TAR	FTI	ERP	TAB
I-133	8,62E+09	8,41E+09	4,12E+09	8,20E+07
I-134	6,69E+08	1,13E+06	5,60E+05	3,88E+03
I-135	5,67E+09	1,96E+09	9,71E+08	8,83E+06
TOTAL	**1,82E+10**	**1,86E+10**	**8,81E+09**	**4,92E+08**
Rb88	5,57E+10	7,87E+02	3,91E+02	2,70E-00
Sr90	1,11E+07	1,69E+08	4,42E+07	4,02E+07
Zr95	1,11E+07	1,06E+08	3,73E+07	1,56E+07
Cs134	5,74E+09	6,21E+10	3,38E+10	2,83E+10
Cs137	1,74E+10	1,99E+11	1,04E+11	9,48E+10
Cs138	1,17E+11	3,32E+06	3,30E+06	2,28E+04
TOTAL	**1,95E+11**	**2,61E+11**	**1,38E+11**	**1,23E+11**
Cr51	2,20E+08	1,58E+09	6,30E+08	1,61E+08
Mn54	2,22E+07	2,97E+08	8,52E+07	6,31E+07
Fe59	2,21E+07	1,88E+08	7,01E+07	2,39E+07
Co58	2,21E+08	2,18E+09	7,56E+08	3,34E+08
Co60	6,66E+07	9,97E+08	2,65E+08	2,34E+08
TOTAL	**5,52E+08**	**5,24E+09**	**1,81E+09**	**8,15E+08**
H-3	1,12E+12	0,00E+01	1,30E+11	7,60E+11

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).
Legenda: TAR - Tanque de Armazenagem do Refrigerante; FTI - Filtro de Troca Iônica ; ERP - Evaporador do Refrigerante Primário; TAB - Tanque de Ácido Bórico

e) Sistema de Processamento de Rejeitos Gasosos

Os tanques de armazenagem do refrigerante, o tanque de alívio do pressurizador, o desgaseificador do refrigerante, os tanques de armazenagem de ácido bórico, os evaporadores do refrigerante e vários tanques de dreno estão todos conectados ao sistema de tratamento de rejeitos gasosos. Os espaços vazios destes componentes são purgados continuamente por uma mistura de gases composta predominantemente por nitrogênio. Uma parte desta mistura é desviada para uma série de filtros de carvão ativado, que constituem a assim chamada linha de retardo.

O sistema de processamento de rejeitos gasosos é projetado como um sistema fechado. Apenas nos casos em que, por alguma razão, haja introdução de massa neste sistema, esta deve ser compensada através da liberação de uma quantidade correspondente pela chaminé. Isto é efetuado por uma válvula de controle localizada a jusante da linha de retardo. A quantidade liberada é diluída no fluxo total de exaustão da usina e transferida para a atmosfera.

A radioatividade no sistema de tratamento de rejeitos gasosos depende fortemente do regime de operação do desgaseificador do refrigerante. Quando este não está em operação, a radioatividade é muito baixa.

Devido aos tempos de retardo relativamente longos de 60 dias para o Xe e 60 horas para o Kr, apenas o Xe-133 e o Kr-85 são de alguma importância no que concerne à liberação na atmosfera a partir deste sistema. A Tabela 33 abaixo mostra as radioatividades na parte de baixa pressão (volume livre de componentes e tanques) e na parte de alta pressão (linha de retardo) do sistema. Foi assumida, neste caso, uma taxa de desgaseificação de 10% por hora. Também são mostradas as taxas de liberação de radioatividade para a atmosfera em Bq/h, assumindo-se uma liberação mássica contínua correspondente a 1Nm3/h. Conservativamente, tempos de retardo de 40 dias para o Xenônio e 40 horas para o criptônio foram assumidos neste cálculo.

Tabela 33 – Radioatividade no sistema de tratamento de rejeitos gasosos (Bq) e liberação pela chaminé (Bq).

Radionuclídeo	Volume Livre	Linha de Retardo	Liberação
Kr85m	5,03E+12	9,27E+11	2,95E+07
Kr85	1,25E+12	1,02E+11	3,57E+09
Kr87	2,31E+12	1,21E+11	2,24E-00
Kr88	8,59E+12	1,01E+12	1,41E+06
Xe131m	3,15E+11	3,35E+12	8,75E+07
Xe133m	2,58E+12	5,58E+12	2,31E+04
Xe133	7,30E+13	3,83E+14	1,06E+09
Xe135m	4,37E+11	4,59E+09	0,00E+01
Xe135	6,52E+13	2,44E+13	0,00E+01
Xe138	5,44E+11	5,30E+09	0,00E+01
TOTAL	**1,59E+14**	**4,18E+14**	**4,75E+09**
Rb88	8,49E+12	1,11E+12	0,00E+01

Radionuclídeo	Volume Livre	Linha de Retardo	Liberação
Cs138	5,33E+11	1,71E+10	0,00E+01
TOTAL	**9,02E+12**	**1,13E+12**	**0,00E+01**

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

f) Sistema de Remoção de Calor Residual

As bombas de remoção de calor residual são ligadas, aproximadamente, seis horas após o desligamento do reator. A redução de volume resultante do resfriamento do refrigerante é compensada pelo sistema de controle volumétrico através da injeção de água. Durante este tempo, o sistema de purificação do refrigerante não opera, sendo reativado apenas ao final deste procedimento.

Inicialmente, o sistema de remoção de calor residual pode possuir uma concentração de radioatividade igual ou menor que aquela do sistema de refrigeração do reator. Esta radioatividade é então reduzida pelo sistema de purificação da piscina de elementos combustíveis durante os trabalhos de recarga. Quando o reator é colocado novamente em operação, o sistema de remoção de calor residual é isolado e sua radioatividade continua diminuindo devido ao decaimento radioativo.

g) Sistema de Ventilação

O ar no edifício do reator pode ser contaminado de duas maneiras distintas:

- Por ativação, através de reações de captura de nêutrons nas imediações do vaso de pressão do reator;
- Por eventuais vazamentos do sistema de refrigeração do reator, que podem liberar pequenas quantidades de substâncias radioativas para o ar deste edifício.

Em ambos os casos, apenas o ar das salas de equipamentos é afetado. Isto se deve ao fato de que a pressão nestas salas é mantida sempre abaixo daquela das salas de operação, evitando-se assim um espalhamento da contaminação.

O principal produto de ativação é o Ar-41 produzido junto ao vaso de pressão do reator no espaço existente entre este vaso e sua blindagem adjacente. Uma pequena troca de ar entre este espaço e as salas de equipamentos (cerca de 1 m3/h) leva a uma liberação de, aproximadamente, 370 MBq/h para estas salas. Como o volume total de ar nesta região é de 10.000 m^3, e, considerando-se que 1000 m^3/h são extraídos para manter o gradiente negativo de pressão, a concentração de radioatividade de Ar-41 resultante é de cerca de 77.000 Bq/m^3.

As concentrações de radioatividade de substâncias radioativas devidas aos eventuais vazamentos do sistema de refrigeração do reator são obtidas com base em uma taxa de

vazamento de 10 kg/h e uma taxa de recirculação de ar nestas salas de 8000 m^3/h. Os valores resultantes são mostrados na Tabela 34 abaixo, para as várias condições de operação dos sistemas de purificação e desgaseificação.

Os fatores de retenção mínimos assumidos para o filtro de recirculação são mostrados abaixo:

Gases Nobres	1
Halogênios (orgânico)	10
Halogênios (elementos)	100
Aerossóis	1000

As quantidades correspondentes liberadas para a atmosfera são ilustradas na Tabela 35 seguinte. É importante salientar que a chaminé de descarga de gases é o único ponto possível de liberação de radioatividade para a atmosfera durante a operação normal da usina.

Tabela 34 – Concentrações de radioatividades nas salas de equipamentos (Bq/m^3).

Radionuclídeo	R=0	R=0,1	R=0,2
Kr85m	2,00E+05	1,22E+05	8,77E+04
Kr85	1,72E+05	1,21E+03	6,07E+02
Kr87	8,16E+04	6,91E+04	5,99E+04
Kr88	3,22E+05	2,29E+05	1,78E+05
Xe131m	9,65E+04	2,96E+03	1,48E+03
Xe133m	2,61E+05	3,28E+04	1,62E+04
Xe133	1,36E+07	7,99E+05	3,91E+05
Xe135m	4,59E+04	4,54E+04	3,13E+04
Xe135	2,75E+06	1,40E+06	8,25E+05
Xe138	1,85E+04	1,79E+04	1,73E+04
TOTAL	**1,75E+07**	**2,71E+06**	**1,61E+06**
I-129	-	1,29E-03	6,49E-04
I-131	-	3,76E+04	1,92E+04
I-132	-	9,95E+04	7,97E+04

Radionuclídeo	R=0	R=0,1	R=0,2
I-133	-	2,06E+05	1,18E+05
I-134	-	9,33E+04	8,39E+04
I-135	-	2,09E+05	1,41E+05
TOTAL	**-**	**6,46E+05**	**4,42E+05**
Rb88	2,66E+05	1,89E+05	1,47E+05
Sr90	-	4,10E-00	2,06E-00
Zr95	-	4,11E-00	2,07E-00
Cs134	-	1,28E+02	6,52E+01
Cs137	-	3,87E+02	1,97E+02
Cs138	3,62E+04	3,50E+04	3,36E+04
TOTAL	**3,03E+05**	**2,25E+05**	**1,81E+05**
Cr51	-	8,22E+01	4,15E+01
Mn54	-	8,23E-00	4,13E-00
Fe59	-	8,22E-00	4,14E-00
Co58	-	8,23E+01	4,14E+01
Co60	-	2,47E+01	1,24E+01
TOTAL	**-**	**2,06E+02**	**1,04E+02**
H-3	1,87E+05	1,87E+05	1,87E+05

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

Tabela 35 – Liberação de radioatividades das salas de equipamentos (Bq/h).

Radionuclídeo	R=0	R=0,1	R=0,2
Kr85m	2,00E+08	1,22E+08	8,77E+07
Kr85	1,72E+08	1,21E+06	6,07E+05
Kr87	8,16E+07	6,91E+07	5,99E+07
Kr88	3,22E+08	2,29E+08	1,78E+08
Xe131m	9,65E+07	2,96E+06	1,48E+06
Xe133m	2,61E+08	3,28E+07	1,62E+07

Radionuclídeo	R=0	R=0,1	R=0,2
Xe133	1,36E+10	7,99E+08	3,91E+08
Xe135m	4,59E+07	4,54E+07	3,13E+07
Xe135	2,75E+09	1,40E+09	8,25E+08
Xe138	1,85E+07	1,79E+07	1,73E+07
TOTAL	**1,75E+10**	**2,71E+09**	**1,61E+09**
I-129	-	1,29E-02	6,49E-03
I-131	-	3,76E+05	1,92E+05
I-132	-	9,95E+05	7,97E+05
I-133	-	2,06E+06	1,18E+06
I-134	-	9,33E+05	8,39E+05
I-135	-	2,09E+06	1,41E+06
TOTAL	**-**	**6,46E+06**	**4,42E+06**
Rb88	2,66E+05	1,89E+05	1,47E+05
Sr90	-	4,10E-00	2,06E-00
Zr95	-	4,11E-00	2,07E-00
Cs134	-	1,28E+02	6,52E+01
Cs137	-	3,87E+02	1,97E+02
Cs138	3,62E+04	3,50E+04	3,36E+04
TOTAL	**3,03E+05**	**2,25E+05**	**1,81E+05**
Cr51	-	8,22E+01	4,15E+01
Mn54	-	8,23E-00	4,13E-00
Fe59	-	8,22E-00	4,14E-00
Co58	-	8,23E+01	4,14E+01
Co60	-	2,47E+01	1,24E+01
TOTAL	**-**	**2,06E+02**	**1,04E+02**
H-3	1,87E+08	1,87E+08	1,87E+08

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

h) Sistemas de Armazenagem e Tratamento de Rejeitos Radioativos Líquidos

Os rejeitos líquidos produzidos na área de acesso controlado da usina são coletados em tanques de armazenagem antes de seu processamento. Dependendo de sua origem e do seu grau de contaminação, estes rejeitos são classificados em dois grupos. O primeiro grupo, com concentrações de radioatividade entre 3,7 e 370 MBq/Mg, consiste em rejeitos mais fortemente contaminados originários de drenos de salas que abrigam componentes radioativos, de laboratórios e de equipamentos de descontaminação. O outro grupo, com concentrações de radioatividade entre 37 e 3700 kBq/Mg, consiste de líquidos levemente contaminados oriundos de ralos de salas de operação, lavanderias e chuveiros da área controlada, como também da água de regeneração do sistema de desmineralização da purga dos geradores de vapor.

Rejeitos contaminados são processados por evaporação e armazenados provisoriamente em tanques de monitoração até serem liberados para o mar. A unidade de evaporação garante um fator de descontaminação mínimo de 10^6.

Para que o conteúdo de um tanque de monitoração seja liberado, sua concentração de radioatividade não pode exceder 18,5 MBq/Mg. Se a concentração estiver acima deste valor, o conteúdo do tanque será reprocessado.

A lama das unidades de evaporação são conduzidas aos tanques de concentrado para posterior imobilização no sistema de processamento de concentrados radioativos.

A Tabela 36 abaixo mostra o conteúdo de radioatividade de alguns componentes importantes do sistema em questão.

É importante salientar que o poço de selagem UQJ, é o único ponto por onde é efetuada a descarga de rejeitos líquidos da usina.

Tabela 36 – Radioatividade nos sistemas de rejeitos líquidos (Bq).

ISÓTOPO	Grupo 1	Grupo 2	Evaporador	Concentrado	TM
I-131	3,12E+09	3,12E+06	1,19E+10	1,70E+10	3,12E+03
TOTAL	**3,12E+09**	**3,12E+06**	**1,19E+10**	**1,70E+10**	**3,12E+03**
Sr90	3,90E+07	3,90E+04	2,50E+08	2,24E+09	3,90E+01
Cs134	3,12E+09	3,12E+06	1,99E+10	1,70E+11	3,12E+03
Cs137	6,50E+09	6,50E+06	4,16E+10	3,73E+11	6,50E+03
TOTAL	**9,66E+09**	**9,66E+06**	**6,17E+10**	**5,45E+11**	**9,66E+03**
Cr51	5,46E+08	5,46E+05	2,97E+09	9,63E+09	5,46E+02

ISÓTOPO	Grupo 1	Grupo 2	Evaporador	Concentrado	TM
Mn54	6,24E+08	6,24E+05	3,94E+09	3,14E+10	6,24E+02
Co58	5,72E+09	5,72E+06	3,43E+10	1,90E+11	5,72E+03
Co60	2,86E+09	2,86E+06	1,83E+10	1,61E+11	2,86E+03
Sb124	3,64E+09	3,64E+06	2,16E+10	1,11E+11	3,64E+03
TOTAL	**1,34E+10**	**1,34E+07**	**8,11E+10**	**5,03E+11**	**1,34E+04**
TOTAL	**2,60E+10**	**2,60E+07**	**1,55E+11**	**1,07E+12**	**2,60E+04**

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).
TM - Tanque de Monitoração

i) Sistema Água - Vapor

O sistema água - vapor é separado do sistema de refrigeração do reator através dos tubos dos geradores de vapor e é, por esta razão, normalmente livre de substâncias radioativas.

Apesar da ótima experiência operacional obtida até o presente em usinas semelhantes, pequenos vazamentos nos tubos dos geradores de vapor são levados em consideração no projeto dos sistemas.

Liberações não controladas de radioatividade do sistema secundário são substancialmente evitadas por várias características incorporadas ao projeto:

- O ar removido pelo sistema de vácuo do condensador é monitorado continuamente e liberado através da chaminé;
- As linhas de purga do sistema (i.e. do tanque de água de alimentação) descarregam para o condensador;
- Selagem líquida é usada onde necessário para evitar nuvens de vapor no teto do edifício.

A radioatividade do sistema de água de alimentação é monitorada continuamente na purga dos geradores de vapor para detectar eventuais vazamentos. Adicionalmente, são colhidas amostras a intervalos de tempo pré-estabelecidos, as quais são analisadas em laboratório para a determinação de sua composição. Amostras adicionais são também colhidas e analisadas se a radioatividade total sofrer alguma alteração significativa. Tudo isto faz com que a composição radioativa da água de alimentação seja conhecida com precisão a qualquer momento.

A transferência de iodo radioativo para a fase vapor só é possível através da umidade residual do vapor, a qual é normalmente inferior a 0,25%. Isto é assegurado através de medições efetuadas durante o comissionamento da usina.

O nível de radioatividade no sistema secundário é limitado, de tal forma que a concentração de radioatividade de I-131 no vapor principal não exceda o valor de 37 kBq/Mg.

Além das medições de radiação mencionadas acima, as linhas de vapor principal são monitoradas continuamente por detectores posicionados externamente junto a estas linhas, os quais são capazes de acusar o ingresso de radioatividade no sistema secundário e, imediatamente, desencadear as contramedidas necessárias através do sistema de proteção do reator, assim como seu desligamento imediato, desligamento da turbina, etc..

Este sistema de detecção consiste de 3 contadores Geiger-Müller e 3 cintiladores de iodeto de sódio NaI(Tl) em cada linha de vapor principal, segundo uma lógica 2 de 3. Em faixas de potência alta, predomina a medição de N-16 pelos contadores Geiger-Müller, enquanto que a potências mais baixas, a detecção de gases nobres através dos cintiladores de NaI(Tl) assume uma importância maior.

A Tabela 37 abaixo, mostra as concentrações de radioatividade em componentes importantes do sistema água – vapor. As taxas de purificação e de desgaseificação do refrigerante assumidas são de 10% por hora.

Tabela 37 – Concentrações de radioatividades em componentes do circuito secundário (Bq/mg).

Radionuclídeo	GV1	GV2	CND	TAA	FLM
I-129	5,13E-01	4,71E-02	4,08E-04	4,08E-04	3,78E+03
I-131	1,48E+07	1,34E+06	1,17E+04	1,17E+04	5,03E+10
I-132	2,58E+07	1,05E+06	1,78E+04	1,76E+04	1,10E+09
I-133	7,59E+07	6,13E+06	5,86E+04	5,85E+04	3,25E+10
I-134	1,87E+07	3,89E+05	1,20E+04	1,16E+04	2,89E+08
I-135	6,79E+07	4,36E+06	5,02E+04	5,00E+04	8,86E+09
TOTAL	**2,03E+08**	**1,33E+07**	**1,50E+05**	**1,50E+05**	**9,30E+10**
Rb88	3,84E+06	6,43E+04	6,62E+03	4,59E+03	9,92E+06
Sr90	1,67E+03	1,78E+02	1,63E-00	1,54E-00	1,21E+07
Zr95	1,67E+03	1,78E+02	1,63E-00	1,54E-00	1,08E+07
Cs134	1,32E+05	8,59E+04	1,02E+03	7,43E+02	3,72E+08
Cs137	4,01E+05	2,60E+05	3,10E+03	2,25E+03	1,14E+09
Cs138	4,52E+06	2,00E+05	1,27E+04	8,69E+03	7,59E+06
TOTAL	**8,90E+06**	**6,11E+05**	**2,34E+04**	**1,63E+04**	**1,55E+09**

Radionuclídeo	GV1	GV2	CND	TAA	FLM
Cr51	3,33E+04	3,53E+03	3,25E+01	3,07E+01	1,88E+08
Mn54	3,34E+03	3,56E+02	3,27E-00	3,08E-00	2,37E+07
Fe59	3,34E+03	3,54E+02	3,26E-00	3,07E-00	2,06E+07
Co58	3,34E+04	3,55E+03	3,26E+01	3,08E+01	2,19E+08
Co60	1,00E+04	1,07E+03	9,80E-00	9,25E-00	7,25E+07
TOTAL	**8,35E+04**	**8,86E+03**	**8,15E+01**	**7,68E+01**	**5,24E+08**
H-3	3,38E+07	3,38E+07	3,38E+07	3,38E+07	0,00E+01

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).
Legenda: GV1 - Gerador de Vapor com Vazamento; GV2 - Geradores de Vapor Intactos; CND - Condensador
TAA - Tanque de Água de Alimentação; FLM - Filtro de Leito Misto;

2.12.2 Rejeitos Radioativos - Definição

O conjunto normativo CNEN-NE-6.05 (Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radioativas), de dezembro de 1985, define como rejeito radioativo todo e qualquer material resultante de atividades humanas, que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites estabelecidos pela Norma CNEN-NE-6.02 (Licenciamento de Instalações Radioativas) e pelo "*Basic Safety Standards – Safety Series 115*", cuja reutilização seja imprópria ou não prevista.

2.12.3 Rejeitos Radioativos - Classificação

Por normas da CNEN, os rejeitos são classificados em categorias segundo o estado físico (líquidos, sólidos ou gasosos), a natureza da radiação (beta, gama ou alfa), a concentração (em Bq/m³ e Ci/m³) ou taxa de exposição na superfície do rejeito (em µCi/kg.h e R/h).

Rejeitos com Emissores BETA / GAMA - Líquidos

Os rejeitos líquidos contendo emissores beta e/ou gama, e nos quais os eventuais emissores alfa tenham concentração total inferior a 3,7 x 10^8 Bq/m^3 (10^{-2} Ci/m^3), são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (Tabela 38).

Tabela 38 - Classificação de rejeitos líquidos com emissores beta / gama.

CATEGORIA	CONCENTRAÇÃO (C)	
	(Bq/m ^{3})	(Ci/m^3)
Baixo nível de radiação (LBN)	$C \leq 3,7 \times 10^{10}$	$C \leq 1$
Médio nível de radiação (LMN)	$3,7 \times 10^{10} < C \leq 3,7 \times 10^{13}$	$1 < C \leq 10^3$
Alto nível de radiação (LAN)	$C > 3,7 \times 10^{13}$	$C > 10^3$

Fonte: EIA da Unidade III do DIRR (MRS Estudos Ambientais, 2003).

Rejeitos com Emissores BETA / GAMA - Sólidos

Os rejeitos sólidos contendo emissores beta e/ou gama, e nos quais os eventuais emissores alfa tenham concentração total inferior a $3,7 \times 10^8$ Bq/m^3 (10^{-2} Ci/m^3), são classificados nas seguintes categorias, de acordo com a taxa de exposição na superfície do rejeito (Tabela 39).

Tabela 39 – Classificação de rejeitos sólidos com emissores beta / gama.

CATEGORIA	TAXA DE EXPOSIÇÃO (X) NA SUPERFÍCIE	
	(µCi/kg.h)	(R/h)
Baixo nível de radiação (SBN)	$x \leq 50$	$x \leq 0,2$
Médio nível de radiação (SMN)	$50 < x \leq 500$	$0,2 < x \leq 2$
Alto nível de radiação (SAN)	$x > 500$	$x > 2$

Fonte: EIA da Unidade III do DIRR (MRS Estudos Ambientais, 2003).

Rejeitos com Emissores BETA / GAMA - Gasosos

Os rejeitos gasosos são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (Tabela 40).

Tabela 40 - Classificação de rejeitos gasosos com emissores beta / gama.

CATEGORIA	CONCENTRAÇÃO (C)	
	(Bq/m ^{3})	(Ci/m^3)
Baixo nível de radiação (GBN)	$C \leq 3,7$	$C \leq 10^{-10}$
Médio nível de radiação (GMN)	$3,7 < C \leq 3,7 \times 10^4$	$10^{-10} < C \leq 10^{-6}$
Alto nível de radiação (GAN)	$C > 3,7 \times 10^4$	$C > 10^{-6}$

Fonte: EIA da Unidade III do DIRR (MRS Estudos Ambientais, 2003).

Rejeitos com Emissores ALFA - Líquidos

Os rejeitos líquidos contendo emissores alfa em concentrações superiores a 3,7 x 10^8 Bq/m^3 (10^{-2} Ci/m^3) são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (Tabela 41).

Tabela 41 - Classificação de rejeitos líquidos com emissores alfa.

CATEGORIA	CONCENTRAÇÃO (C)	
	(Bq/m^3)	(Ci/m^3)
Alfa de baixo nível de radiação (LαBN)	$3,7 \times 10^8 < C \leq 3,7 \times 10^{10}$	$10^{-2} < C \leq 1$
Alfa de médio nível de radiação (LαMN)	$3,7 \times 10^{10} < C \leq 3,7 \times 10^{13}$	$1 < C \leq 10^3$
Alfa de alto nível de radiação (LαAN)	$C > 3,7 \times 10^{13}$	$C > 10^3$

Fonte: EIA da Unidade III do DIRR (MRS Estudos Ambientais, 2003).

Rejeitos com Emissores ALFA - Sólidos

Os rejeitos sólidos contendo emissores alfa em concentrações superiores a 3,70 x 10^8 Bq/m^3 (10^{-2} Ci/m^3) são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (Tabela 42).

Tabela 42 - Classificação de rejeitos sólidos com emissores alfa.

CATEGORIA	CONCENTRAÇÃO (C)	
	(Bq/m^3)	(Ci/m^3)
Alfa de baixo nível de radiação (SαBN)	$3,7 \times 10^8 < C \leq 3,7 \times 10^{11}$	$10^{-2} < C \leq 10$
Alfa de médio nível de radiação (SαMN)	$3,7 \times 10^{11} < C \leq 3,7 \times 10^{13}$	$10 < C \leq 10^3$
Alfa de alto nível de radiação (SαAN)	$C > 3,7 \times 10^{13}$	$C > 10^3$

Fonte: EIA da Unidade III do DIRR (MRS Estudos Ambientais, 2003).

Classificação de Rejeitos Sólidos Radioativos utilizada em Usinas Nucleares

Em uma usina nuclear, são estabelecidos limites operacionais de radioatividade cujos valores são inferiores aos limites legais. Na maioria delas, são utilizados para caracterizar um material como rejeito sólido radioativo, os seguintes valores:

- níveis de contaminação superficial fixa mais a transferível (medida direta com monitor de radiação): dpm = desintegração por minuto
    - emissores $\alpha \geq 100$ dpm / 100 cm^2

- missores β e γ ≥ 5000 dpm / 100 cm^2

- níveis de contaminação superficial transferível (avaliada através do teste de esfregaço)
  - emissores α ≥ 20 dpm / 100 cm^2
  - emissores β e γ ≥ 1000 dpm / 100 cm^2
- atividade específica: ≥ 70 Bq/g

2.12.4 Rejeitos Sólidos Radioativos

2.12.4.1 Geração dos Rejeitos Sólidos Radioativos

Os rejeitos sólidos radioativos de média e baixa radioatividade, produzidos durante a operação da CNAAA, recebem a seguinte classificação, com relação ao tipo/origem:

- **Concentrado do Evaporador** – oriundo dos sistemas de tratamento de efluentes líquidos radioativos das usinas. Este rejeito é solidificado em matriz de cimento (Angra 1) e betume (Angra 2 e Angra 3);
- **Resinas do Circuito Primário** – utilizadas na purificação do sistema de refrigeração do reator. As embalagens com resinas são geradas quando do encapsulamento do conteúdo do Tanque de Armazenamento de Resinas Exauridas do Circuito Primário. Este tipo de rejeito é incorporado em cimento (Angra 1) e em betume (Angra 2 e Angra 3) para solidificação do conteúdo;
- **Resinas do Circuito Secundário** – utilizadas na purificação da purga do gerador de vapor. As embalagens com resinas são geradas quando do acondicionamento do conteúdo do Tanque de Armazenamento de Resinas Exauridas do Circuito Secundário. Este tipo de rejeito em Angra 1 é acondicionado diretamente em tambores. Em Angra 2 e 3 não é prevista a geração deste rejeito, pois as resinas são regeneradas para serem reutilizadas;
- **Filtros** – tais equipamentos são usados nos sistemas de purificação e tratamento do refrigerante do reator. São acondicionados em tambores de 200 litros e imobilizados em cimento (Angra 1) e betume (Angra 2 e Angra 3);
- **Rejeitos Compactáveis** – são materiais compressíveis triturados e compactados por prensa hidráulica para redução do volume, em tambores de 200 litros. Os rejeitos compactáveis são constituídos por materiais plásticos, papéis, luvas, sapatilhas, roupas etc.;
- **Rejeitos Não Compactáveis** – ao contrário dos compactáveis, este tipo de rejeito não é compressível. São peças, tubos, materiais metálicos, que, além do processo de segregação normal, sofrem processo de corte e re-segregação para

otimização do volume de armazenamento. Para garantir a estabilidade do conteúdo, estes materiais são imobilizados em cimento (Angra 1), e em betume, em tambores de 200 litros (Angra 2 e Angra 3).

2.12.4.2 Gerenciamento dos Rejeitos Sólidos Radioativos

Os procedimentos a serem tomados em relação aos rejeitos sólidos radioativos produzidos em Angra 3 são os já implementados e atualmente em utilização nas outras unidades da CNAAA. Tais procedimentos seguem o "Manual de Procedimentos da Usina (MOU) – Procedimentos Administrativos da Usina" da Eletronuclear, especificamente os Procedimentos "PA-RG 12 – Rejeitos Sólidos Radioativos" e "PA-RG 06 – Controle sobre a Movimentação de Material Radioativo ou Contaminado". Tais documentos estabelecem a sistemática de controle dos rejeitos sólidos radioativos gerados durante a operação das usinas.

2.12.4.2.1 Áreas Restritas e Áreas Livres

As Áreas Restritas da CNAAA são as que obedecem a regras especiais de proteção radiológica, onde as condições de exposição possam ocasionar doses equivalentes superiores a um décimo dos limites ocupacionais para trabalhadores.

Já as Áreas Livres são isentas de regras especiais de proteção radiológica onde as doses equivalentes efetivas anuais, não ultrapassem o limite primário para o indivíduo do público.

Para redução de geração de rejeitos na CNAAA, somente é permitida a entrada na Área Restrita dos materiais, equipamentos ou ferramentas necessários à execução dos serviços.

2.12.4.2.2 Procedimentos com Equipamentos e Ferramentas

Todo equipamento e/ou ferramenta usado rotineiramente na Área Restrita é identificado pela Divisão de Proteção Radiológica com pequeno sinal circular pintado em amarelo na sua superfície. Somente são transferidos para a Área Livre, os equipamentos e ferramentas que apresentem níveis de contaminação inferiores aos limites estabelecidos.

O técnico em Proteção Radiológica responsável pela monitoração sinaliza o equipamento ou ferramenta com o cartão "Material Livre de Contaminação Radioativa" (Figura 32) e registra os dados da monitoração em um formulário, que controla a saída de material da Área Restrita. Este procedimento de liberação é aplicado aos equipamentos e/ou ferramentas usados eventualmente em Área Restrita.

Todo equipamento e/ou ferramenta com provável contaminação nos seus componentes internos contém uma etiqueta "CUIDADO: Material Contaminado" (Figura 33) para alertar os empregados sobre esta possibilidade, mesmo que a superfície externa não apresente contaminação em níveis superiores aos limites. Qualquer procedimento de desmontagem é acompanhado por um técnico em Proteção Radiológica.

Se houver necessidade, durante procedimento de desmontagem de sistemas, o piso é forrado com lençol plástico para evitar a difusão da contaminação. As ferramentas usadas são embaladas em sacos plásticos amarelos e transferidas para a Sala de Descontaminação de Equipamentos, imediatamente após a sua utilização.

Qualquer ferramenta e/ou equipamento estocado na Área Restrita com níveis de contaminação residual superiores aos limites definidos, é identificado também com a etiqueta mostrada na Figura 33.

Entende-se por contaminação residual aquela remanescente em superfícies após elas terem sido submetidas aos processos de descontaminação ou quando a aplicação destes processos for inviável tecnicamente.

A movimentação destes equipamentos, se altamente contaminados (> 100.000 dpm / 100 cm^2 ou 1660 Bq / 100 cm^2) dentro de Área Restrita, é somente realizada após aprovação da Divisão de Proteção Radiológica, que define as medidas necessárias para evitar a difusão de contaminação e exposições desnecessárias de pessoas à radiação.

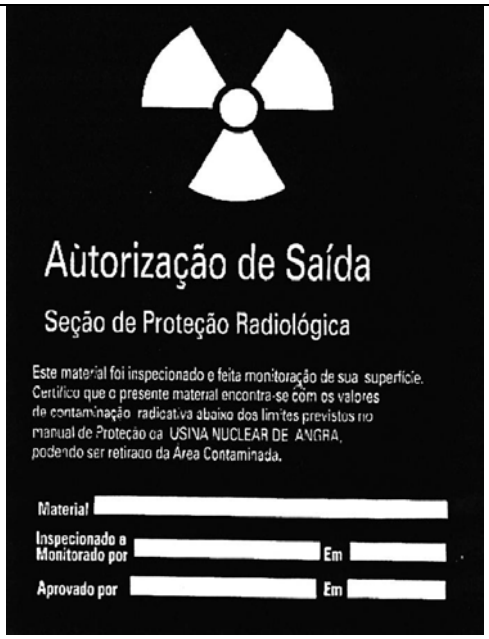

Aùtorização de Saída
Seção de Proteção Radiológica
Este material foi inspecionado e feita monitoração de sua superfície. Certifico que o presente material encontra-se com os valores de contaminação radicativa abaixo dos limites previstos no manual de Proteção da USINA NUCLEAR DE ANGRA, podendo ser retirado da Área Contaminada.
Material
Inspecionado e Monitorado por
Em
Aprovado por
Em

Figura 32 – Cartão "Material Livre de Contaminação Radioativa".

Figura 33 – Etiqueta "Cuidado: Material Contaminado".

Fonte: EIA da Unidade III do DIRR (MRS Estudos Ambientais, 2003).

2.12.4.2.3 Procedimentos com Objetos Pessoais, Papéis de Anotação, entre outros

Todo empregado monitora cuidadosamente qualquer tipo de material ou objeto pessoal ao sair da Área Restrita. A Proteção Radiológica é imediatamente acionada em caso de contaminação. Neste caso, a liberação só ocorre quando são atendidos os limites radiológicos

definidos. O técnico em Proteção Radiológica responsável pela liberação sinaliza o objeto com a etiqueta exemplificada na Figura 32 e registra os dados radiológicos em um formulário que controla a saída de material da Área Restrita.

2.12.4.2.4 Procedimentos com Rejeitos Sólidos Contaminados

Todo rejeito sólido contaminado gerado na Área Restrita é colocado em sacos plásticos amarelos ou em tambores. Se algum material apresenta dimensões físicas que impeçam a disposição dentro do recipiente padrão, este é envolvido adequadamente em lençol de plástico amarelo para ser removido do local de origem. O rejeito sólido não contaminado é colocado em sacos plásticos incolores.

A coleta e transferência são realizadas por empregados responsáveis pelo rejeito sólido da Área Restrita. Se a transferência for inviável em curto prazo, a Proteção Radiológica é imediatamente informada sobre a sua estocagem provisória para que sejam tomadas as providências de isolamento e sinalização da área quando a taxa de dose em contato exceder a 20 μSv/h (2 mrem/h).

2.12.4.2.5 Procedimentos de Segregação de Rejeitos Sólidos Compactáveis

O rejeito sólido contaminado produzido na Área Restrita é colocado dentro de sacos plásticos amarelos devidamente sinalizados. Os sacos cujos níveis de contaminação forem superiores a 10.000 cpm (contagem por minuto, por grama) são enviados diretamente para a Estação de Encapsulamento. Os que apresentam nível de contaminação inferior a este valor são transferidos, por um "carrinho" apropriado, para a Área de Segregação. Ao chegar na Área de Segregação, os materiais são separados de acordo com suas características físicas (coloração, tipo, forma etc.).

Então, os materiais são monitorados no monitor de radiação, que é ajustado para fazer soar alarme quando houver materiais com nível de contaminação maior ou igual a 5000 cpm/100 cm^2. Quando este detetor faz o alarme soar, o material é enviado para a Estação de Encapsulamento. Caso contrário, os materiais de uso na Área Restrita que ainda estiverem em bom estado, são limpos e reutilizados, visando a diminuição do volume de rejeitos. Os que estiverem danificados são descaracterizados e submetidos à compactação.

Caso não seja detectada contaminação no material, o mesmo também é monitorado no monitor de radiação, desde que contenha apenas materiais oriundos do processo de segregação e o seu peso oscile entre 5,00 kg e 10,00 kg. Não havendo indicação de alarme, o técnico da Proteção Radiológica registra os resultados das medições na planilha de controle e libera o material.

O material liberado é identificado com etiqueta de autorização de saída da Área Restrita – Material Livre de Contaminação Radioativa (Figura 32).

Os materiais de uso exclusivo na Área Restrita e de coloração amarela, como sapatilhas, sacos etc, danificados e sem contaminação radioativa, são descaracterizados (picotados) e liberados como rejeito comum.

2.12.4.2.6 Procedimentos com os Rejeitos Sólidos Radioativos Não Compactáveis

Este tipo de rejeito, como diz o próprio nome, não é compactável. É constituído principalmente por material metálico, geralmente tubos, ferramentas e equipamentos provenientes de manutenção ou troca.

Em Angra 1, este tipo de rejeito é colocado em caixas metálicas e imobilizado com cimento; em Angra 2 e Angra 3, os rejeitos não compactáveis são solidificados com betume em tambores de 200 litros. Antes do encapsulamento, os sólidos contaminados e não compactáveis passam por rigorosos processos de descontaminação, que visam a redução do volume de rejeito radioativo gerado.

2.12.4.2.7 Procedimentos de Encapsulamento

Antes de serem enviados para os depósitos iniciais, os rejeitos são estocados temporariamente na Estação de Encapsulamento em Angra 1 e, em Angra 2 e 3 no depósito inicial dentro da área controlada. Esta tem por função, encerrar completamente os conteúdos radioativos em embalagens apropriadas, para garantir assim seu isolamento do meio ambiente, bem como para evitar choques mecânicos.

Os materiais compactáveis, ao serem encapsulados, são prensados antes do fechamento das embalagens, para redução de volume.

Os materiais compactáveis, inclusive filtros, são imobilizados em seus recipientes, com cimento em Angra 1 e com material betuminoso em Angra 2 e 3. Em Angra 1, os filtros são removidos para encapsulamento, mediante o emprego de ferramenta especial, devidamente blindada, que reduz as exposições à radiação dos responsáveis pela execução desta atividade. Em Angra 3, as trocas de filtros ocorrerão através de equipamentos mecânicos, a exemplo do que já ocorre em Angra 2.

Os demais tipos de rejeitos (concentrado do evaporador, resinas do circuito primário) são encapsulados em matriz de cimento (Angra 1) e betume, (Angra 2 e Angra 3), para garantir solidificação e imobilização do conteúdo.

Após o encapsulamento e contabilização, os embalados produzidos aguardam na Estação de Encapsulamento a transferência para o depósito inicial, localizado no próprio Prédio Auxiliar do Reator. Em Angra 1 os embalados são transferidos para o CGR (Centro de Gerenciamento de Rejeitos), localizado em área interna à CNAAA.

2.12.4.2.8 Sinalização e Controle dos Embalados

O técnico responsável da Proteção Radiológica classifica os embalados conforme a Norma CNEN-NE-6.05 – Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radioativas, onde

ele mede as taxas de dose, pesa, sinaliza e identifica o embalado, avaliando posteriormente o nível de contaminação externa transferível de sua superfície.

Caso o embalado apresente um nível de contaminação externa transferível superior aos limites estabelecidos, o mesmo passa por um processo de descontaminação. A transferência dos embalados para o depósito inicial só é efetuada quando apresentar níveis de contaminação externa transferível abaixo dos limites estabelecidos.

Uma vez que os resultados obtidos após as monitorações dos embalados apresentem taxa de dose de acordo com o procedimento acima citado, os mesmos são sinalizados pela Proteção Radiológica com uma faixa no embalado, caracterizada por uma das três cores mostradas na Tabela 43.

Tabela 43 – Sinalização dos Embalados de Rejeito.

Faixa	Nível de radiação em contato com a superfície externa
Azul	$\leq$ 5 µSv/h
Amarela	> 5 µSv/h e $\leq$ 500 µSv/h
Vermelha	> 500 µSv/h

Fonte: EIA da Unidade III do DIRR (MRS Estudos Ambientais, 2003).

Além da faixa, os embalados são identificados com uma etiqueta adesiva e liberados para transferência para o depósito inicial. Esta etiqueta apresenta o número consecutivo do embalado, a identificação do tipo de rejeito, a taxa de dose em contato e o nível de contaminação transferível a um metro de sua superfície externa, data e identificação do técnico da proteção radiológica responsável pela identificação.

2.12.4.2.9 Transporte e Acondicionamento dos Embalados

O depósito inicial de Angra 3, onde serão acondicionados os embalados com os rejeitos sólidos radioativos, estará localizado no Edifício Auxiliar do Reator (UKA). O transporte de tambores para o armazenamento no depósito inicial será executado por meio de um vagonete elétrico operado por controle remoto, no caso dos tambores com rejeitos imobilizados em matriz de betume, e por um carrinho manual, para os tambores com rejeitos compactáveis, até os pontos de transferência definidos para a ponte rolante que efetuará a deposição dos tambores no depósito inicial.

2.12.4.3 Equipamentos dos Sistemas de Processamento de Rejeitos Sólidos Radioativos

Os principais equipamentos referentes ao processamento de rejeitos sólidos radioativos em Angra 3, juntamente com suas capacidades e tipo de rejeito, podem ser vistos na Tabela 44.

Tabela 44 – Principais Equipamentos dos Sistemas de Processamento de Rejeitos Sólidos Radioativos em Angra 3.

Equipamentos	Meios	Dados relevantes
Tanque intermediário de concentrados	Concentrado	Volume total: 1,5 m^3
Tanque intermediário de resinas	Resinas trocadoras de íons	Volume total: 1 m^3
Lavador de gases	Água desmineralizada saturada de ar	Volume total: 1,5 m^3
Tanque de armazenamento de betume	Betume	Volume total: 20 m^3
Extrusor tipo parafuso	Betume, concentrado e resinas	Vazão (l/s): betume: 2,8 - 22 $\times 10^3$ concentrado: 5,5 - 33 $\times 10^3$ resina: 1,4 - 14 $\times 10^3$
Tanque de destilado	Destilado	Volume total: 0,79 m^3
Gerador de vapor elétrico	Água desmineralizada, vapor e hidrazina	Volume total: 1,10 m^3
Tanque tampão de água desmineralizada	Água desmineralizada	Volume total: 1 m^3

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

2.12.4.4 Produção de Rejeitos Sólidos Radioativos

A Tabela 45 apresenta uma estimativa de produção anual para Angra 3 (em tambores de 200 litros), dos diferentes tipos de rejeitos sólidos de baixo e médio níveis de radioatividade, relacionados com suas concentrações (em Bq/m^3).

Tabela 45 – Tipo de rejeito, concentração e quantidade dos rejeitos sólidos radioativos para Angra 3.

Tipo de rejeito	Concentração (Bq/m^3)	Número de tambores/ano (Estimativa)
Compactáveis	$3,7 \times 10^8$ a $3,7 \times 10^9$	30
Não compactáveis	$3,7 \times 10^8$ a $3,85 \times 10^{11}$	10
Concentrados do evaporador	$3,7 \times 10^9$ a $1,85 \times 10^{11}$	36
Resinas	$3,7 \times 10^{11}$ a $1,48 \times 10^{13}$	48

Tipo de rejeito	Concentração (Bq/m^3)	Número de tambores/ano (Estimativa)
Filtro	$3{,}7 \times 10^{10}$ a $1{,}85 \times 10^{12}$	5
Total		**129**

Fonte: Eletronuclear

2.12.4.5 Rejeitos Sólidos Radioativos das Unidades 1 e 2 da CNAAA (Angra 1 e Angra 2).

Em Angra 1, a embalagem e a solidificação dos rejeitos foi feita, até 1998, em tambores de 200 litros de capacidade e, a partir daí, em *liners* de 1,00 m^3 para concentrados e de 0,50 m^3 para resinas. Os rejeitos não compactáveis são colocados em caixas metálicas de 1,00 m^3 de capacidade e solidificados com argamassa de cimento.

Os rejeitos sólidos gerados por Angra 1, no período 1982-2002, estão armazenados no Centro de Gerenciamento de Rejeitos (CGR) da CNAAA (Tabela 46). A Tabela 47 fornece o nível de radioatividade por tipo de rejeito.

Quanto à Unidade 2 (Angra 2), os rejeitos sólidos gerados no período 2000-2002 (até julho) foram acondicionados em apenas 20 tambores, todos contendo rejeitos compactados, totalizando um volume de 4,00 m^3 e com nível de radioatividade baixo, de 1,74 E + 10 Bq, e taxa de exposição inferior a 2,0 mSv/h. Esses tambores estão armazenados na própria usina, que dispõe de um depósito interno, localizado no Edifício Auxiliar do Reator.

Tabela 46 – Angra 1, CGR – Número de embalados de rejeitos sólidos radioativos armazenados - 1982-2002.

Ano	Filtros	Concentra-dos dos evapora-dores	Rejeitos não compactá-veis	Rejeitos com-pactáveis	Resinas do circuito primário	Resinas do circuito secundário	Rejeitos inativos	Total
1982	14	41	0	0	0	0	4	59
1983	17	14	6	6	0	0	0	43
1984	8	0	2	4	73	0	3	90
1985	10	23	27	9	60	0	18	147
1986	22	52	63	23	2	0	27	189
1987	11	129	111	11	0	0	20	292
1988	12	156	118	28	109	0	11	434
1989	8	116	30	19	1	0	21	195
1990	13	179	24	12	0	0	21	262
1991	3	68	9	3	28	0	12	128

Ano	Filtros	Concentra-dos dos evapora-dores	Rejeitos não compactá-veis	Rejeitos com-pactáveis	Resinas do circuito primário	Resinas do circuito secundário	Rejeitos inativos	Total
1992	16	485	14	17	0	0	0	541
1993	36	297	70	445	121	0	8	987
1994	16	279	33	196	0	0	8	532
1995	8	129	12	36	0	0	9	198
1996	37	194	31	495	12	0	10	785
1997	36	197	82	239	128	77	8	809
1998	33	108	13	125	1	22	8	310
1999	5	72	7	81	24	48	5	242
2000	15	19	16	148	17	39	4	258
2001	9	21	11	113	16	19	2	191
2002 (até out)	22	59	11	90	20	8	1	211
Total	351	2.638	690	2.100	612	213	200	6.804
%	5,16	38,77	10,14	30,86	8,99	3,13	2,94	100,00
Vol (m^3)	73,00	74,63	33,84	36,80	89,07	5,09	3,18	315,61

Fonte: Arquivo efluente.xls, de Furnas (1982-1987 e 1996), e relatórios semestrais de efluentes e rejeitos (1988-1995 e 1997-2002) da Eletronuclear

Tabela 47 – Angra 1, CGR – Nível de radioatividade por tipo de rejeito.

Ano	Nível de radioatividade (Bq)								
	Filtros	Concentrados dos evaporadores	Rejeitos não compactáveis	Rejeitos compactáveis	Resinas do circuito primário	Resinas do circuito secundário	Caixas metálicas	Rejeitos inativos	Total
1982	3,85 E + 9	1,18 E + 9	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	5,03 E + 9
1983	8,92 E + 9	1,81 E + 9	3,70 E + 9	6,73 E + 9	0,0	0,0	0,0	0,0	2,12 E + 10
1984	3,64 E + 10	0,0	1,88 E + 10	4,40 E + 9	3,85 E + 11	0,0	0,0	0,0	4,44 E + 11
1985	2,50 E + 11	3,96 E + 10	1,06 E + 9	1,16 E + 9	3,12 E + 11	0,0	0,0	0,0	6,33 E + 11
1986	3,35 E + 11	1,91 E + 11	1,71 E + 11	7,40 E + 10	3,12 E + 11	0,0	0,0	0,0	9,10 E + 11
1987	1,89 E + 11	1,06 E + 11	6,99 E + 10	4,77 E + 10	0,0	0,0	4,59 E + 10	0,0	4,59 E + 12
1988	1,52 E + 11	9,80 E + 10	5,07 E + 11	8,77 E + 10	4,14 E + 13	0,0	1,61 E + 11	0,0	4,25 E + 13
1989	4,03 E + 10	1,65 E + 10	1,04 E + 9	5,85 E + 10	1,18 E + 9	0,0	2,76 E + 11	0,0	3,94 E + 11
1990	2,57 E + 11	2,33 E + 10	1,80 E + 9	6,99 E + 10	0,0	0,0	9,55 E + 11	0,0	1,31 E + 12
1991	2,29 E + 10	4,74 E + 9	9,47 E + 9	6,40 E + 9	8,58 E + 12	0,0	2,70 E + 10	0,0	8,66 E + 12
1992	6,36 E + 11	2,55 E + 11	8,88 E + 10	1,66 E + 10	0,0	0,0	1,73 E + 11	0,0	1,17 E + 12

Ano	Nível de radioatividade (Bq)								
	Filtros	Concentrados dos evaporadores	Rejeitos não compactáveis	Rejeitos compactáveis	Resinas do circuito primário	Resinas do circuito secundário	Caixas metálicas	Rejeitos inativos	Total
1993	7,03 E + 11	6,40 E + 11	1,92 E + 11	2,44 E + 11	5,88 E + 13	0,0	1,63 E + 11	0,0	6,07 E + 13
1994	7,10 E + 11	3,17 E + 11	6,70 E + 10	1,32 E + 11	0,0	0,0	0,0	0,0	1,23 E + 12
1995	2,00 E + 11	7,84 E + 10	6,25 E + 10	8,36 E + 9	0,0	0,0	7,03 E + 10	0,0	4,19 E + 11
1996	1,68 E + 12	2,34 E + 11	2,55 E + 10	2,03 E + 11	1,60 E + 13	0,0	5,29 E + 11	0,0	1,87 E + 13
1997	1,95 E + 12	1,03 E + 11	8,36 E + 10	3,56 E + 10	7,51 E + 13	0,0	3,30 E + 10	0,0	7,73 E + 13
1998	1,95 E + 12	8,47 E + 10	9,18 E + 10	1,05 E + 9	3,92 E + 11	1,08 E + 9	0,0	0,0	2,62 E + 12
1999	4,81 E + 10	2,78 E + 11	1,61 E + 11	3,81 E + 10	1,40 E + 12	1,65 E + 8	0,0	0,0	1,93 E + 12
2000	1,11 E + 11	5,14 E + 10	1,08 E + 11	9,32 E + 10	5,66 E + 11	3,60 E + 10	0,0	0,0	1,97 E + 12
2001	3,49 E + 11	9,73 E + 10	3,10 E + 11	1,01 E + 10	7,51 E + 10	1,77 E + 8	0,0	0,0	9,32 E + 11
Total	1,6 E + 113	2,44 E + 12	1,98 E + 12	1,34 E + 12	2,03 E + 14	3,74 E + 10	2,43 E + 12	0,0	2,21 E + 13

Fonte: Eletronuclear

2.12.4.6 Depósitos de Rejeitos Radioativos

A CNEN é responsável pelo recebimento e a disposição dos rejeitos radioativos gerados no país, de acordo com a Lei Federal Nº 7.781, de 27 de junho de 1989. Os critérios para a disposição final desses rejeitos, incluindo os relacionados à seleção de locais, à construção, ao licenciamento, à operação, à fiscalização, aos custos, às indenizações, à responsabilidade civil e à segurança dos depósitos, estão definidos na Lei Federal Nº 10.308, de 20 de novembro de 2001.

A CNEN elaborou uma série de normas relacionadas à manipulação de materiais radioativos: "Normas de Segurança e Radioproteção para Sistemas de Barragem de Rejeitos contendo Radionuclídeos*"* (CNEN-NE-1.10); "Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radioativas*"* (CNEN-NE-6.05); "Seleção e Escolha de Locais para Depósitos de Rejeitos Radioativos" (CNEN-NE-6.06) e "Critérios de Aceitação para Deposição de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médios Níveis de Radiação" (CNEN-NN-6.09), além de uma Instrução Técnica relacionada à "Deposição Final dos Rejeitos Radioativos Armazenados em Abadia de Goiás*"* (CNEN IT-01).

Para cada instalação nuclear, a CNEN exige a elaboração de um plano de radioproteção, que deve incluir a descrição do sistema de gerenciamento de rejeitos radioativos e de tratamento de efluentes, de acordo com a Norma CNEN-NN-3.01 ("Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica"). A liberação de efluentes radioativos pelas usinas nucleares deve atender os limites fixados nessa norma e o plano deve ser submetido à aprovação da CNEN.

Para a instalação de uma usina nuclear, seu operador deve submeter à aprovação da CNEN um Relatório Preliminar de Análise de Segurança, normalmente citado pela sigla PSAR (de *Preliminary Safety Analisys Report*). Esse Relatório deve conter uma estimativa da geração de efluentes gasosos e líquidos e de rejeitos sólidos, elaborada com base em usinas similares em operação, e incluir um levantamento dos níveis de radioatividade natural e artificial oriundos das explosões atômicas na atmosfera, de modo a permitir uma avaliação das doses de radiação e da concentração de radionuclídeos no meio ambiente antes da operação da usina.

Quanto à disposição final dos rejeitos radioativos, a Lei Federal Nº 10.308 regulamenta a instalação e a operação de três tipos de depósitos de rejeitos: inicial, intermediário e final. O projeto, a construção, a instalação e a operação dos depósitos iniciais são de responsabilidade do Empreendedor (operador, proprietário) e beneficiário da autorização concedida pela CNEN para a operação da unidade onde são gerados os rejeitos, cabendo à CNEN projetar, construir, instalar e operar os depósitos intermediários e finais.

A remoção de rejeitos dos depósitos iniciais para os depósitos intermediários é atribuição do operador ou proprietário da unidade nuclear, cabendo-lhe arcar com todas as despesas diretas e indiretas decorrentes e responder ainda por danos radiológicos pessoais, patrimoniais e ambientais causados durante a operação. O transporte de rejeitos dos depósitos intermediários para os depósitos finais é atribuição da CNEN, que responde ainda por eventuais danos radiológicos causados durante a operação.

Os depósitos podem ser operados por terceiros, desde que preencham os requisitos estabelecidos pela CNEN e ofereçam garantias para cobertura de eventuais indenizações por danos radiológicos. Neste caso, cabe à CNEN fiscalizá-los em suas áreas de competência, sem prejuízo da fiscalização das atividades da empresa prevista na legislação e exercida por outros órgãos.

A seleção de locais para a disposição final de rejeitos de baixo e médio níveis de radiação foi iniciada em 1978, pela CNEN. Com base em critérios adotados pela *International Atomic Energy Agency* (IAEA) para a disposição final de rejeitos radioativos em trincheiras, foram definidas cinco regiões de interesse e, dentre elas, foram selecionadas áreas relativamente homogêneas quanto a critérios ambientais (ecossistema, uso do solo, recursos minerais, demografia), de engenharia (relevo, hidrogeologia), sociais, institucionais e econômicos. Os rejeitos radioativos e subprodutos contendo materiais nucleares gerados ao longo dos últimos 40 anos no Brasil encontram-se armazenados em depósitos pertencentes ou supervisionados pela CNEN.

A destinação final de rejeitos nucleares é uma questão tecnicamente equacionada, dispondo-se de processos seguros para seu controle, armazenagem e disposição até que deixem de oferecer riscos ao ser humano e ao meio ambiente.

2.12.4.7 Geração de Combustíveis Nucleares Irradiados

Durante a operação de um reator nuclear, parte do urânio-238 existente no combustível nuclear é convertida em isótopos do plutônio por sucessivas capturas de nêutrons e subseqüentes decaimentos beta. Assim, a captura de um nêutron pelo núcleo de urânio-238 leva à formação inicial de urânio-239, que se transforma em neptúnio-239 por decaimento beta, que, por sua vez, dá origem ao plutônio 239, também por decaimento beta sucessivamente. Por seu turno, o plutônio-239, ao absorver nêutrons, fornece os isótopos plutônio-240,-241,-242 e -243, principalmente, assim como pode dar origem a radioisótopos de elementos de número atômico ainda mais elevado, tais como o amerício e o cúrio. Elementos de número atômico superior a 92 (que corresponde ao urânio) são denominados "transurânicos" e os elementos de número atômico superior a 94 (que corresponde ao plutônio) são denominados "transplutônicos". A quantidade de urânio-238 convertida em plutônio, no interior do combustível nuclear, aumenta com o aumento do tempo de irradiação do combustível.

O combustível irradiado contém, além do urânio inicial que não é totalmente consumido e dos isótopos de plutônio produzidos, cerca de 30 diferentes elementos químicos e mais de 100 isótopos diferentes. A maioria dos produtos de fissão é inicialmente radioativa e decai com a emissão de partículas beta e raios gama até que seja produzido um isótopo estável. A maioria dos radioisótopos tem meia-vida em torno de até 30 anos, mas alguns têm meia-vida mais longa.

Na Tabela 48 estão apresentadas as radioatividades (em Bq/EC) e as taxas de dose correspondentes a 1 elemento combustível de reator tipo PWR submetido a uma "queima" (*burn-up*) média de 33.000 MWd/t de urânio (U), removido do núcleo desse reator. A radioatividade sofre sensível redução com o passar dos anos, como também a taxa de dose na superfície do elemento combustível.

Tabela 48 – Redução da Radioatividade e da Taxa de Dose de Superfície de um Elemento Combustível (EC) Irradiado removido do Núcleo de um Reator do Tipo PWR, submetido a uma "queima" de 33.000 MWd/t de U.

TEMPO (anos)	RADIOATIVIDADE (Bq/EC)	TAXA DE DOSE NA SUPERFÍCIE (Sv/h)
1	$9{,}25 \times 10^{16}$	2340
5	$2{,}22 \times 10^{16}$	468
10	$1{,}48 \times 10^{16}$	234
50	$3{,}70 \times 10^{15}$	86,4
100	$1{,}85 \times 10^{15}$	21,5
500	$9{,}25 \times 10^{13}$	0,58

TEMPO (anos)	RADIOATIVIDADE (Bq/EC)	TAXA DE DOSE NA SUPERFÍCIE (Sv/h)
1.000	$6{,}29 \times 10^{13}$	0,0096
5.000	$2{,}22 \times 10^{13}$	0,025
10.000	$1{,}66 \times 10^{13}$	0,018

Fonte: NFB, 1985 / NATRONTEC (1999a).

Unidade 1 da CNAAA - os elementos combustíveis irradiados de Angra 1 estão armazenados na piscina de combustível usado, localizada junto ao reator, que tem a capacidade de estocar 1252 elementos combustíveis, quantidade suficiente para toda a sua vida útil. Até dezembro de 1997, havia 285 elementos combustíveis irradiados armazenados nesta piscina, com 1.500 kg de urânio 235 e 900 kg de plutônio total (Pu238, Pu239, Pu240, Pu241 e Pu242). Considerando-se que a mesma quantidade desses radioisótopos será produzida por elemento combustível em um mesmo período de tempo, pode-se estimar que a piscina completa de elementos combustíveis irradiados conterá cerca de 6.589 kg de urânio 235 e 3.957 kg de plutônio total.

Unidades 2 e 3 da CNAAA - Os reatores das usinas Angra 2 e Angra 3 têm uma vida operacional prevista para 40 anos, com *burn-up* entre 30.000 MWd/t e 40.000 MWd/t de urânio (U). Para se calcular, aproximadamente, a quantidade de urânio e plutônio acumulados durante este período, utilizam-se os parâmetros típicos de um reator do tipo PWR com *burn-up* de 33.000 MWd/t, conforme apresentado na Tabela 49, a seguir.

Tabela 49 – Parâmetros de Quantidade de Urânio e Plutônio em Elementos Combustíveis Irradiados e outros parâmetros – Angra 2 ou Angra 3.

PARÂMETRO	VALORES
Potência elétrica (MW_e)	1.250
Carga de U-235 em equilíbrio (kg/ano)	1.081
Carga total de U em equilíbrio (kg/ano)	33.778
Descarga de U-235 (kg/ano)	272
Descarga total de U (kg/ano)	32.261
Descarga total de Pu (kg/ano)	316

Fonte: NFB, 1985 / NATRONTEC (1999a)

A Tabela 50 abaixo, apresenta a estimativa das quantidades de urânio e plutônio acumuladas nos elementos combustíveis durante 40 anos de operação das usinas, usada como referência para os cálculos, e que indica a ordem de grandeza das quantidades desses

materiais nos elementos combustíveis irradiados de Angra 2 e Angra 3, no fim do seu ciclo de vida operacional.

Tabela 50 – Estimativa das quantidades de urânio e plutônio a serem acumulados após 40 anos de operação de um reator do tipo de Angra 2 e Angra 3.

MATERIAL	ACÚMULO EM 40 ANOS (kg)
Urânio 235	10.880
Plutônio total	12.640

Fonte: NATRONTEC (1999a)

2.12.4.8 Gerenciamento de Combustíveis Nucleares

Os elementos combustíveis são utilizados no núcleo do reator por um período de aproximadamente três anos, sendo 1/3 deles anualmente transferidos para uma piscina situada dentro do envoltório de contenção. A piscina é revestida com aço inoxidável austenítico e mantida ininterruptamente cheia com água borada, com volumes máximo de 1.330 m^3 e mínimo de 1.310 m^3, para manter o fator de multiplicação - kef - menor que 1, de forma a impedir o estabelecimento de uma reação em cadeia. A água é circulada através de sistema de resfriamento, para remover o calor de decaimento dos elementos combustíveis armazenados.

A piscina dispõe de um sistema de purificação, constituído de filtros mecânicos e de resinas iônicas de leito misto, cuja finalidade é remover as impurezas sólidas e os produtos de fissão e de ativação; manter constante a concentração de boro na água durante a purificação; purificar a água armazenada nos tanques de armazenagem de água borada; manter a transparência adequada da água da piscina, necessária para a operação de recarregamento do núcleo do reator; e manter o nível de água da piscina, compensando as perdas por evaporação, mediante injeção de água desmineralizada.

O nível de líquido na piscina é controlado ininterruptamente e mantido na faixa de 13,35 a 13,55 metros, sendo que as perdas de líquido decorrem exclusivamente da evaporação natural. A água evaporada é removida continuamente pelo sistema de ventilação e as perdas são compensadas mediante a adição de água desmineralizada.

A piscina não produz efluentes líquidos, porém dispõe, para a segurança do sistema, de uma linha de transbordamento que leva eventuais excessos de líquido para o sistema de processamento de líquidos radioativos.

Originalmente, o projeto da piscina de combustível da usina Angra 2 previa a instalação de grades de aço borado a 1,2%, com capacidade para armazenar 768 elementos combustíveis, correspondente a nove ciclos de operação. Um estudo desenvolvido para aumentar essa capacidade estabeleceu um arranjo de *racks* em duas regiões (1 e 2), com capacidade para armazenar 264 e 820 elementos combustíveis, respectivamente, totalizando 1.084 posições, correspondentes a 15 ciclos completos de operação e a uma autonomia de

cerca de 20 anos. O aumento foi obtido mediante a redução da distância entre elementos combustíveis na região 2, possibilitada pela adoção de aço borado a 1,7%, e pela simplificação dos *racks*, que incluiu a eliminação dos meios de centragem automática da máquina de recarga.

O emprego de aço borado a 1,7% permite também a utilização de elementos combustíveis com níveis de enriquecimento de até 4,2%, o que possibilitará ciclos de operação mais longos, de cerca de dezoito meses, bem como a aplicação no futuro de técnicas de *rod consolidation*, o que permitirá a estocagem dos elementos combustíveis irradiados dentro do próprio edifício do reator por toda a vida útil da usina, de cerca de 40 anos. Embora sejam altamente radioativos, os elementos combustíveis usados não são considerados como rejeitos, pois contêm uma grande quantidade de materiais de alto valor, como o urânio e o plutônio, que podem ser reciclados. Até que se estabeleça uma política para sua destinação final, esses combustíveis poderão permanecer estocados na piscina de elementos combustíveis.

2.12.5 Rejeitos Gasosos Radioativos

Os rejeitos gasosos radioativos que serão gerados em Angra 3 terão três origens:

- gases provenientes diretamente do circuito primário, incluindo os gases de fissão, o oxigênio e o hidrogênio resultantes da decomposição da água pelo fluxo neutrônico (radiólise) e o nitrogênio (gás carreador de purga);
- gases e aerossóis potencialmente radioativos, gases de ativação eventualmente arrastados pelo sistema de ventilação da área de acesso controlado da usina, e gases e aerossóis potencialmente radioativos succionados pelo sistema de ventilação do Edifício Auxiliar do Reator e do *annulus*;
- gases não condensáveis provenientes diretamente do circuito secundário (das bombas de vácuo dos condensadores).

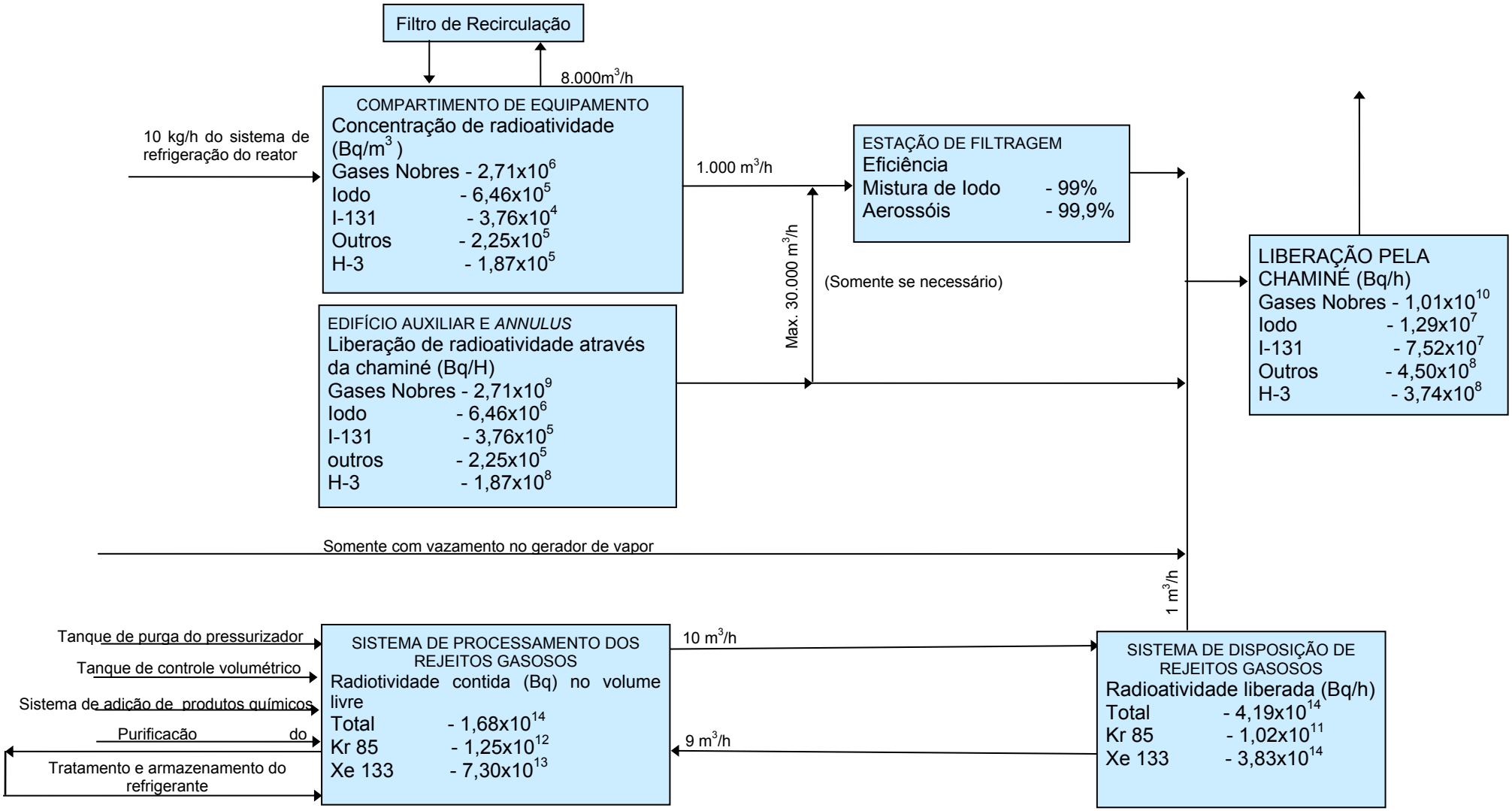
O fluxograma do sistema de rejeitos gasosos radioativos pode ser visto na Figura 34.

O sistema de processamento de rejeitos gasosos destina-se à redução das doses de radiação liberadas para o meio ambiente, bem como tem a função de evitar a formação de misturas quimicamente explosivas, através das seguintes operações:

- remover os gases liberados das colunas de evaporação dos sistemas auxiliares do reator;
- purgar com gás inerte todos os tanques que contêm refrigerante despressurizado do reator para remover os gases de fissão liberados;
- manter pressão subatmosférica nos tanques com refrigerante despressurizado para evitar a fuga de gás radioativo para a atmosfera;

- recombinar o hidrogênio e o oxigênio no fluxo de gás de purga, produzindo água, de modo a manter a fração volumétrica de hidrogênio abaixo de 4% e a de oxigênio abaixo de 0,1%;
- retardar os gases nobres até que tenham decaído na maior parte, para reduzir a taxa de dose liberada para o meio ambiente;
- liberar os efluentes gasosos para o meio ambiente de maneira controlada, quando necessário, através da chaminé de descarga de gases; e
- reduzir a concentração de H_2 dentro do Envoltório de Contenção após acidente com perda de refrigerante.

Figura 34 - Fluxograma do Sistema de Rejeitos Gasosos Radioativos (Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).



O sistema está localizado no Edifício Auxiliar do Reator e é formado por duas seções principais: subatmosférica e pressurizada. A seção subatmosférica compreende os espaços vazios dos tanques e componentes que contêm ou tratam a água de refrigeração no interior do envoltório de contenção, dois recombinadores catalíticos de H_2 e O_2, dois circuitos de medida de concentração de H_2 e O_2 e três sistemas de injeção de H_2, O_2 e N_2 para ajuste de concentrações de processo.

A seção pressurizada compreende os leitos de retardo para decaimento; três linhas de compressão de gases, com um compressor acoplado a cada uma delas; um pré-secador de gases; uma linha de secagem de gases, com três secadores de sílica-gel e dois aquecedores de gases para regeneração dos secadores; linha de decaimento, equipada com 10 leitos de retardo de carvão ativado em série e oito interresfriadores; e linha de exaustão de gases, com filtro, medidores de radiação e descarga para a chaminé.

2.12.5.1 Parâmetros Radiológicos

A atividade radioativa no sistema de processamento de rejeitos gasosos decorre do fato de que esse sistema captará todos os gases com radioisótopos, provenientes da operação da usina. Quando o líquido não é desgaseificado é porque a radioatividade no sistema é muito baixa. Devido ao tempo relativamente longo de decaimento – 60 dias para o xenônio e 60 horas para o criptônio, praticamente só o Xe-133 e o Kr-85m são importantes do ponto de vista da liberação de rejeitos gasosos no meio-ambiente.

A Tabela 51 apresenta as radioatividades nas seções subatmosférica e pressurizada, considerando-se uma taxa de desgaseificação da água de refrigeração de 10% por hora, bem como as taxas de liberação efetivas, medidas em Bq/h, considerando-se uma taxa de liberação para a atmosfera de 1 m^3/h. Na realidade, a abertura da descarga para a chaminé pelo sistema de controle é descontínua e os gases liberados terão em geral passado fisicamente várias vezes pelos leitos de retardo, com maior decaimento. Os tempos de retardo usados serão de 40 dias para o xenônio e de 40 horas para o criptônio, os mais altos que devem ser esperados.

Tabela 51 – Rejeitos gasosos – Radioatividades e taxas de liberação.

Radioisótopos	**Radioatividade (Bq)**		**Taxa de liberação efetiva pela chaminé (Bq/h)**
	Seção subatmosférica	**Seção pressurizada**	
Kr 85 metaestável	$5{,}03 \times 10^{12}$	$9{,}27 \times 10^{11}$	$2{,}95 \times 10^{7}$
Kr 85	$1{,}25 \times 10^{12}$	$1{,}02 \times 10^{11}$	$3{,}57 \times 10^{9}$
Kr 87	$2{,}31 \times 10^{12}$	$1{,}21 \times 10^{11}$	$2{,}24 \times 10^{0}$
Kr 88	$8{,}59 \times 10^{12}$	$1{,}01 \times 10^{12}$	$1{,}41 \times 10^{6}$
Xe 131 metaestável	$3{,}15 \times 10^{11}$	$3{,}35 \times 10^{12}$	$8{,}75 \times 10^{7}$

Radioisótopos	Radioatividade (Bq)		Taxa de liberação efetiva pela chaminé (Bq/h)
	Seção subatmosférica	Seção pressurizada	
Xe 133	$7{,}30 \times 10^{13}$	$3{,}83 \times 10^{14}$	$1{,}06\times10^{9}$
Xe 133 metaestável	$2{,}58\times10^{12}$	$5{,}58\times10^{12}$	$2{,}31\times10^{4}$
Xe 135 metaestável	$4{,}37\times10^{11}$	$4{,}59\times10^{9}$	$0{,}00\times10^{0}$
Xe 135	$6{,}52\times10^{13}$	$2{,}44\times10^{13}$	$0{,}00\times10^{0}$
Xe 138	$5{,}44\times10^{11}$	$5{,}30\times10^{9}$	$0{,}00\times10^{0}$
Total	$1{,}59\times10^{14}$	$4{,}18\times10^{14}$	$4{,}75\times10^{9}$
Rb 88	$8{,}49\times10^{12}$	$1{,}11\times10^{12}$	$0{,}00\times10^{0}$
Cs 138	$5{,}33\times10^{11}$	$1{,}71\times10^{10}$	$0{,}00\times10^{0}$
Total	$9{,}02\times10^{12}$	$1{,}13\times10^{12}$	$0{,}00\times10^{0}$

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

2.12.5.2 Sistemas de Tratamento dos Rejeitos Gasosos Radioativos

O tratamento dos rejeitos gasosos depende da origem destes, isto é, se são gases do circuito primário ou gases e aerossóis succionados pelo sistema de ventilação da área de acesso controlado da usina (Figura 35). No primeiro caso, a seção subatmosférica é preenchida com N_2, usado como gás de purga contínua. As linhas individuais de purga são recolhidas num coletor, que conduz o gás a um recombinador, através de um secador de gases. Os recombinadores da seção subatmosférica são componentes passivos, preenchidos com um catalisador que possibilita a reação do H_2 com o O_2, formando água. As concentrações de hidrogênio e oxigênio são medidas a montante dos recombinadores e, se estiverem fora dos limites fixados, H_2 ou O_2 é injetado no sistema.

Após passar pelo recombinador, o fluxo de gases é novamente analisado para a determinação das concentrações de H_2 e O_2. Em seguida, os gases são comprimidos e, em sua maior parte, reconduzidos à seção subatmosférica para a purga do tanque de alívio do pressurizador e do tanque de controle volumétrico. Os gases restantes são secados e transferidos para leitos de retardo. A linha de secagem é dotada de um pré-secador e de secadores de sílica gel. O pré-secador destina-se a promover a redução do teor de água nos gases, bem como aumentar a "performance" dos leitos de decaimento, que diminui com o aumento da umidade, porém aumenta a temperaturas mais baixas. A sílica-gel é usada para proteger o carvão ativo nos leitos de decaimento, pois uma pequena quantidade de água já é suficiente para diminuir sua eficiência.

A linha de decaimento é composta de dez leitos arranjados em série, contendo carvão ativo. Para os isótopos de xenônio e criptônio (Xe-133 e Kr-85m), os leitos de decaimento fornecem um fator de descontaminação de aproximadamente 1.000 vezes. A atividade radioativa é medida e registrada na entrada do conjunto de leitos de retardo e na saída para a chaminé. A eficiência da linha de retardo pode ser medida através de comparações com amostras de gases retiradas na entrada do primeiro, do terceiro e do sexto leitos, bem como na saída da linha de retardo.

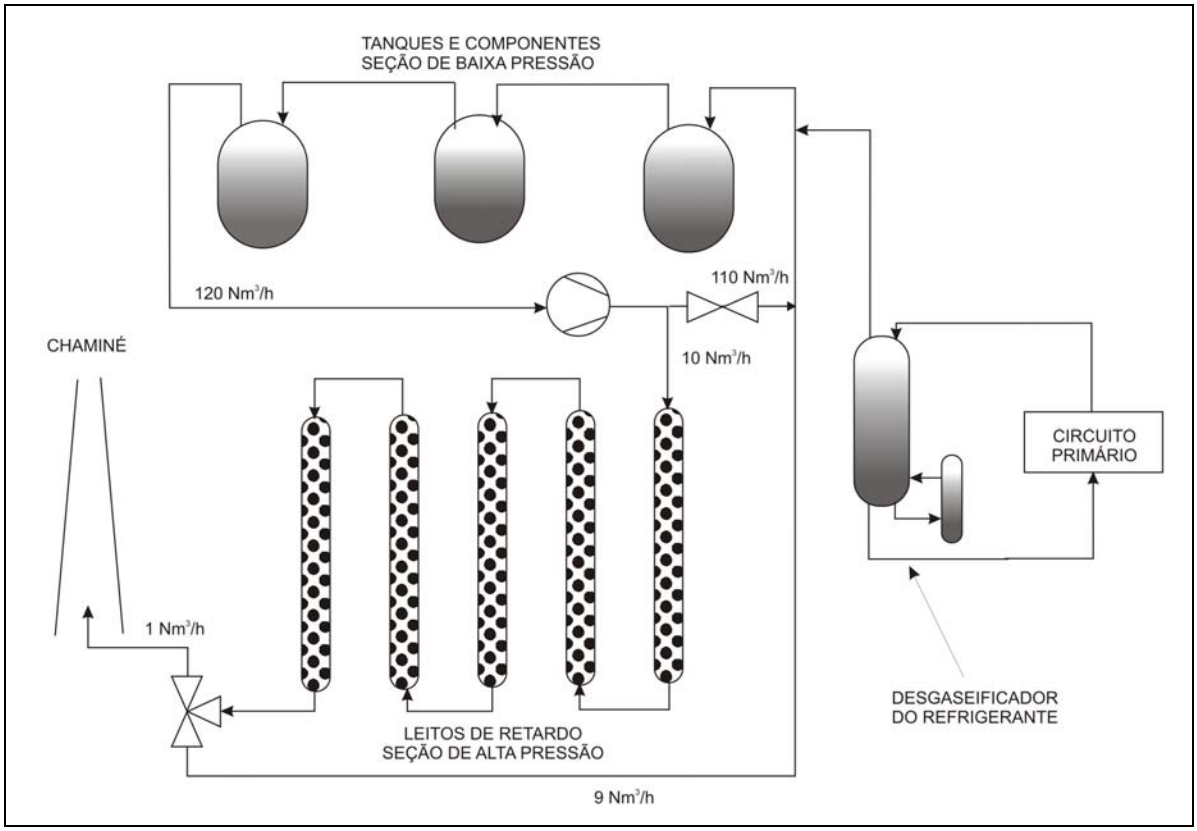


Figura 35 – Esquema de tratamento de rejeitos gasosos radioativos.
Fonte: NATRONTEC (1999a).

Durante a operação da usina, o sistema funciona continuamente em circuito fechado e com a válvula de controle fechada e, portanto, sem emissões para a chaminé. Entretanto, isto não ocorre durante todo o tempo, porque há sempre entradas de ar externo na parte subatmosférica do sistema, o que demanda a abertura da válvula de controle da chaminé. A operação com a válvula de controle fechada resulta na passagem, repetidas vezes, pelos leitos de retardo, dos mesmos 10 m^3/h da parte dos gases destinados à linha de retardo. No entanto, é computada uma descarga de 1 m^3/h, correspondente à abertura mínima da válvula de controle em direção a chaminé, para efeito de fechamento de balanço de massas e cálculo da radioatividade liberada, feitos com o emprego de modelo matemático.

No período de início de operação da usina, o aumento da temperatura faz com que cerca de 120 m^3 de água de refrigeração fluam do circuito primário para os tanques de armazenamento, provocando a contração do mesmo volume de purga para o sistema de processamento de rejeitos gasosos. Visto que esse sistema não dispõe de tanques de armazenamento, o volume equivalente de gase é descarregado pela chaminé, através dos leitos de retardo e de uma válvula de controle localizada a jusante dos leitos. No período de desligamento da usina, há quatro fases importantes:

- desgaseificação da água de refrigeração – nesta fase, o H_2 removido é enviado para o sistema de processamento de rejeitos gasosos, ocasião na qual ocorre a mais alta concentração de H_2 nos recombinadores;
- resfriamento da água de refrigeração – nesta fase, a contração da água de refrigeração resulta no fornecimento de 120 m^3 de água para o circuito primário pelo tanque de armazenamento de água de refrigeração, o que provoca uma redução de gases no sistema de processamento de rejeitos gasosos e exige, em conseqüência, a injeção de igual quantidade de N_2 no sistema para não perturbar suas condições de operação;
- diminuição do nível de água do reator – após o resfriamento e a despressurização do circuito primário, cerca de 200 m^3 de água de refrigeração são enviados para os tanques de armazenamento, o volume de purga do sistema de processamento de rejeitos gasosos diminui na mesma quantidade e a taxa de vazão correspondente de N_2, que começa com 70 Nm^3/h, diminui lentamente; para não perturbar as condições de operação do sistema, o excesso de gás é liberado para a chaminé, via leitos de retardo e válvula de controle (no projeto do sistema, esse caso de operação é denominado *motive gas*);
- purga do reator – após a redução do nível de líquidos no reator, o circuito primário é purgado com N_2 para reduzir a atividade dentro dele, sendo que a taxa de vazão de descarga para a chaminé corresponde à taxa de vazão de gás de purga que é injetado no sistema.

A linha de exaustão de gás para a atmosfera localiza-se a jusante dos leitos de decaimento e é equipada com sensores gama e beta, cujos sinais são registrados continuamente. Ocorrendo liberação acima do limite estipulado, um alarme soa na sala de controle principal, e a liberação é interrompida.

A operação do sistema de processamento de rejeitos gasosos não é diretamente afetada pelas condições de carga da usina. Em qualquer condição, o sistema funciona com apenas um compressor de gás, que fornece 0,043 kg/s ou 120 $Nm^3/$ h de um gás que é praticamente só N_2. A parte pressurizada do sistema é mantida em uma pressão de 8 bar (absoluta) e a parte subpressurizada, de 0,8 bar (absoluta). A temperatura do sistema está, em geral, entre 10°C e 20°C e apenas alguns pontos apresentam temperaturas acima ou abaixo desses valores. No caso de acidente com perda de água de refrigeração, o sistema permite isolar e usar um

conjunto composto de um recombinador e de um compressor para reduzir a concentração de H_2 dentro do envoltório de contenção. Nesta condição, o gás tratado retorna para a contenção.

Quanto aos gases e aerossóis succionados pelo sistema de ventilação da área de acesso controlado da usina, sua presença no sistema deve-se a difusões através de fissuras ou a escapamentos durante os trabalhos de manutenção. O sistema de ventilação mantém uma pressão subatmosférica definida dentro da contenção do Edifício do Reator, para garantir o fluxo de ar das áreas de baixo potencial de contaminação para as áreas de potencial elevado, e retira as substâncias radioativas do ar do ambiente para impedir sua dispersão na atmosfera. A contenção, o Edifício Auxiliar do Reator e o *annulus* são supridos por um sistema comum de admissão de ar, dotados de dois ventiladores com 69,87 m^3/s ou cerca de 251.500 m^3/h de capacidade total.

No envoltório da contenção (*annulus*), o suprimento de ar é dirigido a três áreas principais e independentes: compartimento dos grandes equipamentos (não acessíveis), compartimento dos pequenos equipamentos (acessíveis com restrições) e compartimentos operacionais (acessíveis). Durante a operação normal da usina, a contenção recebe 1,39 m^3/s de ar e, no compartimento dos grandes equipamentos, parte do ar é filtrado e a radiação diluída através de um *by-pass* quando o nível de radioatividade medida ultrapassar os valores permissíveis. Assim que a radiação voltar aos valores normais, o sistema é desligado. No Edifício Auxiliar do Reator, o ar é suprido a três áreas: compartimento dos equipamentos (cinco trens), laboratórios e vestiários e banheiros. Cada um dos cinco trens que servem ao compartimento dos equipamentos pode ser dirigido, conforme o nível da radioatividade medida, para os filtros do sistema de manutenção de pressão subatmosférica (estação de filtração) do sistema de ventilação. No *annulus*, o ar é suprido de forma independente e, se necessário, dependendo da radioatividade medida, o fluxo de exaustão pode ser direcionado para os filtros do sistema de manutenção de pressão subatmosférica.

O sistema de ventilação utiliza filtros finos de fibra de vidro, filtros de aerossol, que servem para reter os aerossóis suspensos no ar e são instalados nos trens de exaustão de ar do sistema de ventilação da área controlada; e filtros de carvão ativado, que removem o iodo ou os compostos contendo iodo radioativo eventualmente presentes no ar. Todos estes filtros são interligados em série e inseridos em estruturas fabricadas em aço inoxidável, permitindo a conexão entre si e com a rede de dutos.

Pelos filtros da esfera da contenção, instalados no *by-pass*, passam constantemente cerca de 8.000 m^3 de ar por hora. A subpressão no interior da esfera de contenção é assegurada pela exaustão de 5.000 m^3/h, dos quais, 1.000 m^3/h são provenientes das salas de equipamentos e, o restante, das demais salas de operação. Esse ar é liberado para a atmosfera pela chaminé, após passar por uma central de filtros localizada no Edifício Auxiliar do Reator, cujos fatores de descontaminação são: gases nobres - 1; organo-halogenados - 10; halogênios em estado elementar - 100; e aerossóis - 1.000. Durante as paradas do reator para a troca de elementos combustíveis ou manutenção de equipamentos, a esfera de contenção é purgada com uma vazão de cerca de 25.000 m^3/h de ar, que são liberados para a atmosfera depois de

filtrados. No *annulus*, a vazão é de cerca de 30.000 m^3/h e, se necessário, o ar é filtrado antes de ser liberado pela chaminé.

Para detectar a presença de radioatividade na área de acesso controlado, o sistema de ventilação é provido de um sistema de monitoramento que conduz ar proveniente de diferentes dutos de exaustão do Edifício do Reator, do *annulus* e do Edifício Auxiliar, para os instrumentos de medição de radioatividade. A chaminé de exaustão de ar também é monitorada. Em caso de acidente com perda de água de refrigeração, o sistema de proteção do reator isola o sistema de ventilação do envoltório de contenção e do *annulus*, aciona o sistema de exaustão deste último, mantém aí a subpressão necessária e garante que o ar extraído do local só seja descarregado para a atmosfera após filtragem por meio de um duto estanque.

Em uma usina nuclear como Angra 2, a radioatividade é monitorada continuamente por um detector e por um sistema de amostragem, permitindo que a liberação seja feita de maneira controlada. O detector monitora os efluentes gasosos liberados na atmosfera pela chaminé (gases nobres, iodo radioativo, aerossóis radioativos, trício e carbono-14) e os efluentes líquidos liberados no mar pela água de circulação; registra os valores da radiação nos pontos de liberação e aciona o alarme quando os limites fixados são ultrapassados. O sistema coleta amostras de efluentes, para avaliação de níveis de radionuclídeos em laboratório, para atendimento aos limites fixados pela CNEN.

Os efluentes gasosos são liberados da usina para o meio ambiente pela chaminé, de formas contínua e descontínua. No primeiro caso, o sistema de ventilação da área de acesso controlado dispõe de um sistema de exaustão que libera o ar proveniente do envoltório de contenção, do *annulus* e do Edifício Auxiliar do Reator. No caso do envoltório de contenção, o ar passa sempre por uma central de filtros; no *annulus* e no Edifício Auxiliar do Reator, isso só ocorre se o monitoramento do ar acusar a presença de radioatividade.

A liberação de forma descontínua ocorre durante a operação normal da usina, quando o sistema de processamento de rejeitos gasosos radioativos libera efluentes gasosos para compensar a pressão decorrente do ingresso de massa no sistema. No início de operação da usina, quando a água de refrigeração do reator se expande, o excesso de água de refrigeração é descarregado no tanque de armazenamento, reduzindo o volume livre de gases; conseqüentemente, o volume correspondente de gases deslocado é descarregado no sistema de processamento de rejeitos gasosos radioativos. O volume correspondente à redução do volume livre de gás deslocado é liberado na seção subatmosférica que é descarregado pela chaminé.

2.12.5.3 Monitoramento

O monitoramento da chaminé de descarga dos efluentes gasosos destina-se a medir a concentração de radioatividade presente no ar liberado, acionar o alarme na eventualidade de concentrações excessivas e promover o balanceamento das quantidades liberadas de gases nobres, aerossóis, iodo e trício radioativos em suspensão no ar para avaliação dos possíveis efeitos radiológicos.

Os pontos de medição de radioatividade na chaminé estão localizados na sala de medição de radioatividade do ar, que possui uma radiação de fundo particularmente baixa. Uma amostra de ar representativa é retirada da chaminé e levada a pontos específicos dessa sala para:

- a determinação da radioatividade dos gases nobres do ar de exaustão da chaminé – dois medidores de radiação monitoram a radioatividade dos gases nobres durante a operação normal da usina;
- a medição dos radionuclídeos de gases nobres – paralelamente aos pontos de medição de beta total, um medidor de radiação gama específico para radionuclídeos monitora os gases nobres liberados com o ar de exaustão;
- a medição de alta radioatividade e de altas taxas de dose – após acidentes, descargas de gases nobres de alta radioatividade são monitoradas por dois medidores, um dos quais mede a taxa de dose usando uma câmara de ionização sensível à radiação gama instalada dentro da chaminé;
- a monitoração da radioatividade de aerossóis e iodo presentes no ar de exaustão da chaminé –monitores de radioatividade de aerossóis e iodo são usados para acionar o alarme;
- o balanço de gases nobres, iodo, aerossóis, trício e carbono 14 – é feito a partir da taxa de liberação total, em Bq/h, tomando-se as razões das quantidades individuais na mistura total. As quantidades de iodo e aerossóis são feitas mediante a inserção de filtros no duto de amostragem de ar. Amostras de ar, incluindo vapor e dióxido de carbono, são extraídas da chaminé da usina a cada três meses, para avaliar o conteúdo de trício e carbono 14.

A Tabela 52 relaciona os itens monitorados, os equipamentos utilizados, o tipo de análise e a faixa de medição, em Angra 2,

Tabela 52 – Monitoramento de efluentes gasosos radioativos.

Elementos medidos	Detetores	Tipos de análises	Faixas de medição
Gases nobres	Contador plástico de cintilação	Beta total	2×10^3 a 10^9 Bq/m^3
Radionuclídeos dos gases nobres	Detector de germânio	Espectrométrica	$5{,}5 \times 10^{-8}$ a $5{,}5 \times 10^2$ (Sv/h) / (m/s^3)
Medida alta radioatividade	Barreira de Superfície	Beta total	10^7 - 10^{13} Bq/m^3
Medida de taxa de dose	Câmara de ionização	Gama total	10^{-7} - 10^2 Gy/h
Aerossol	Contador de NaI (Tl)	Gama Total	6 - 10^6 Bq
Iodo	Contador de NaI (Tl)	Gama Total	6 - 10^6 Bq

Fonte: NATRONTEC (1999a)

2.12.5.4 Síntese das Emissões Gasosas Radioativas

Em cada usina integrante da CNAAA, os gases radioativos do circuito primário são continuamente removidos. Em Angra 1, esses gases são acondicionados em tanques de decaimento, onde permanecem armazenados pelo tempo necessário até que sua radioatividade decaia aos níveis permitidos para liberações no meio ambiente. Em Angra 2, os gases radioativos são processados no sistema de tratamento de efluentes gasosos radioativos, no qual estão instalados os chamados "leitos de retardo", onde os gases radioativos permanecem retidos até que seus níveis de radioatividade sejam compatíveis e permitidas suas liberações para o meio ambiente. Os gases radioativos existentes no interior do circuito primário, em ambas as usinas Angra 1 e Angra 2, são removidos antecipadamente e muito especialmente durante a despressurização do circuito primário para recarregamento de combustível ou eventuais interrupções para manutenções, de modo que, nas operações de abertura dos componentes desse circuito primário, trabalhadores possam entrar no interior da contenção, através da eclusa de acesso à mesma, sem necessidade de utilização de máscaras, podendo, assim, executar suas funções de maneira segura e sem exposições a níveis de radiações impróprios.

Os sistemas de ventilação das áreas controladas das usinas recebem mínimas quantidades de contaminantes radioativos derivados da difusão em componentes que os contenham, dentro e fora da contenção; na usina Angra 1, também provenientes do sistema de remoção de ar (gases não-condensáveis), do interior dos condensadores do vapor exausto das turbinas existentes no circuito secundário

No caso de despressurização do circuito primário, seja para fins de recarregamento ou de manutenção, a desgaseificação prévia do líquido refrigerante do circuito primário é feita para a remoção de radioisótopos de gases nobres, bem como do hidrogênio, de modo que o vaso de pressão do reator possa ser aberto sem riscos para os trabalhadores, assim como as eclusas de acesso ao prédio do reator possam ser abertas, também sem riscos de contaminações, por inexistência de contaminantes, das áreas externas a esse prédio.

As demais fontes de rejeitos gasosos radioativos são o sistema de ventilação da área controlada da usina, que recebe pequenas quantidades de elementos radioativos provenientes de vazamentos em componentes dos sistemas radioativos instalados fora do envoltório de contenção, e do sistema de ejeção de ar dos condensadores da turbina no circuito secundário.

Em Angra 2, antes da liberação no meio ambiente, os rejeitos gasosos radioativos são removidos dos circuitos primário e secundário e conduzidos para leitos de carvão ativado, onde os radioisótopos dos gases nobres xenônio e criptônio são adsorvidos pelo carvão ativo, ao mesmo tempo que decaem formando isótopos estáveis (não-radioativos) e/ou radioisótopos de meias-vidas extremamente longas e de baixa radioatividade específica. Os rejeitos permanecem nos leitos até que seus níveis de radioatividade decaiam para níveis inferiores aos limites máximos estabelecidos pela CNEN para lançamento no meio ambiente, pela chaminé da usina, em bateladas.

Em ambas as usinas Angra 1 e Angra 2, aerossóis eventualmente existentes na atmosfera interna da contenção, recolhidos pelos respectivos sistemas de ventilação nas áreas controladas, são retidos por filtros especiais, de modo que suas emissões no meio ambiente, como aliás atestam os sistemas de monitoração contínua, que os detectam, sejam extremamente baixas e compatíveis com os níveis e limites permitidos para lançamento no meio ambiente.

As previsões de projeto para as emissões radioativas gasosas anuais das três unidades da CNAAA estão sumarizadas na Tabela 53.

Tabela 53 – Sumário das liberações gasosas radioativas para as Unidades 1, 2 e 3 da CNAAA (previsão de projeto).

Radioisótopos	Angra 1	Angra 2	Angra 3
Gases nobres para a atmosfera (Bq/ano)			
Kr-85 m	1,59 E + 11	1,85 E + 13	1,85 E + 13
Kr-85	2,41 E + 12	1,85 E + 13	1,85 E + 13
Kr-87	9,03 E + 10	9,25 E + 12	9,25 E + 12
Kr-88	2,72 E + 11	2,31 E + 13	2,31 E + 13
Xe-131 m		1,85 E + 13	1,85 E + 13
Xe-133 m	1,39 E + 11		
Xe-133	7,37 E + 12	7,40 E + 14	7,40 E + 14
Xe-135 m	2,74 E + 10		
Xe-135	4,49 E + 11	9,25 E + 13	9,25 E + 13
Xe-138	5,29 E + 10	4,63 E + 12	4,63 E + 12
Total	**1,10 E + 13**	**9,25 E + 14**	**9,25 E + 14**
Iodo e aerossóis para a atmosfera (Bq/ano)			
Co-58		4,63 E + 09	4,63 E + 09
Co-60		6,48 E + 09	6,48 E + 09
Cs-134		1,85 E + 09	1,85 E + 09
Cs-137		4,63 E + 09	4,63 E + 09
Ce-144		7,40 E + 08	7,40 E + 08
Sr-90		1,85 E + 08	1,85 E + 08
Pu-239		1,85 E + 06	1,85 E + 06
Pu-240		1,85 E + 06	1,85 E + 06

Radioisótopos	Angra 1	Angra 2	Angra 3
I-131	7,00 E + 08	9,25 E + 09	9,25 E + 09
I-132	2,00 E + 08		
I-133	1,10 E + 09	9,25 E + 09	9,25 E + 09
I-134	1,26 E + 08		
I-135	5,85 E + 08		
Total	**2,71 E + 08**	**3,70 E + 10**	**3,70 E + 10**

Fontes: PSAR Angra 3 (Eletronuclear, 2002), FSAR Angra 1 (Eletronuclear, 2004) e FSAR Angra 2 (Eletronuclear, 2001).

A radioatividade dos gases nobres (radioisótopos de xenônio e criptônio) prevista no Relatório Final de Análise de Segurança (*Final Safety Analisys Report*, FSAR – Eletronuclear, 2004) de Angra 1 para as liberações da usina é de 1,1 E+13 Bq/ano (Tabela 53). A radioatividade das liberações ocorridas no período 1982-2002 consta da Tabela 54.

Tabela 54 – Angra 1 - Radioatividade das emissões gasosas efetuadas no período 1982-2002.

Ano	Liberações (Bq)				Nº de liberações	
	Gases nobres	Trício	Partículas e iodo	Radioatividade total	LLRG	Anormais
1982	7,04 E + 06	7,59E+04	0,00E+00	7,12 E + 06	8	0
1983	2,24 E + 09	5,25 E + 09	0,00 E + 00	7,50 E + 09	16	2
1984	5,62 E + 10	1,06 E + 09	2,44 E + 05	5,73 E + 10	67	2
1985	2,91 E + 11	8,44 E + 09	6,62 E + 05	2,99 E + 11	135	0
1986	7,96 E + 10	4,77 E + 10	5,40 E + 03	1,27 E + 11	44	0
1987	8,40 E + 11	2,99 E + 10	9,84 E + 00	8,70 E + 11	58	0
1988	1,85 E + 11	8,18 E + 10	0,00 E + 00	2,67 E + 11	34	0
1989	9,88 E + 12	1,59 E + 11	0,00 E + 00	1,00 E + 13	111	1
1990	3,18 E + 11	5,85 E + 09	0,00 E + 00	3,24 E + 11	107	1
1991	6,88 E + 11	2,78 E + 10	4,74 E + 01	7,16 E + 11	100	4
1992	2,01 E + 13	2,93 E + 12	4,51 E + 08	2,30 E + 13	163	0
1993	4,48 E + 13	6,11 E + 11	4,81 E + 08	4,54 E + 13	78	0
1994	1,71 E + 11	2,25 E + 09	1,18 E + 08	1,73 E + 11	45	0
1995	2,29 E + 11	1,74 E + 10	1,54 E + 06	2,46 E + 11	80	0
1996	7,73 E + 12	1,10 E + 11	1,04 E + 07	7,84 E + 12	72	0

Ano	Liberações (Bq)				Nº de liberações	
	Gases nobres	Trício	Partículas e iodo	Radioatividade total	LLRG	Anormais
1997	6,14 E + 13	3,85 E + 12	4,10 E + 09	6,51 E + 13	106	0
1998	6,40 E + 12	7,07 E + 10	3,52 E + 08	6,30 E + 12	91	0
1999	2,20 E + 11	1,05 E + 10	1,81 E + 03	2,31 E + 11	113	0
2000	9,77 E + 10	7,44 E + 12	6,88 E + 06	7,55 E + 12	89	0
2001	3,96 E + 10	1,47 E + 11	1,34 E + 06	1,87 E + 11	88	0
2002 (até out)	5,29 E + 10	9,43 E + 10	8,10 E + 07	1,48 E + 11	71	0

Fontes: Arquivo efluente.xls, de Furnas (1982-1987 e 1996), e relatórios semestrais de efluentes e rejeitos (1988-1995 e 1997-2002) da Eletronuclear

LLRG – Licença de Liberação de Rejeitos Gasosos

O FSAR de Angra 2 (Eletronuclear, 2001) prevê, para as liberações dessa usina, atividades de $9{,}25 \times 10^{14}$ Bq/ano para gases nobres (radioisótopos de xenônio e criptônio), $1{,}85 \times 10^{10}$ Bq/ano para aerossóis e $9{,}25 \times 10^{9}$ Bq/ano para iodo-131 (Tabela 53). As liberações ocorridas no período 2000-2002 constam da Tabela 55.

Tabela 55 – Angra 2 - Radioatividade das emissões gasosas efetuadas no período - 2000-2002.

Ano	Liberações (Bq) (*)				Nº de liberações	
	Gases nobres	Trício	Partículas e iodo	Radioatividade total	LLRG	Anormais
2000	1,70 E + 10	< MDA	< MDA	1,70 E + 10	0	0
2001	4,72 E + 10	1,21 E + 10	< MDA	5,94 E + 10	0	0
2002 (até jul)	8,38 E + 10	2,16 E + 10	< MDA	1,05 E + 11	0	0

(*)MDA = Atividade mínima detectável.

Fonte: Relatórios semestrais de efluentes e rejeitos da Eletronuclear

LLRG – Licença de Liberação de Rejeitos Gasosos

2.12.6 Rejeitos Líquidos Radioativos

Os rejeitos líquidos radioativos gerados na usina são segregados, em função de seus níveis de radioatividade e origens. Os rejeitos com maior nível de radioatividade compreendem o material drenado de salas com componentes radioativos, laboratórios e

instalações de descontaminação de equipamentos, ferramentas e materiais. Os rejeitos com menor nível de radioatividade são provenientes de compartimentos de operação e serviços, lavanderia, chuveiros da área controlada e do sistema de regeneração dos desmineralizadores.

Os sistemas mecânicos da usina podem apresentar pequenas perdas de líquidos, razão pela qual os prédios que abrigam sistemas que contêm ou possam conter material radioativo são dotados de sistemas especiais de drenagem, que coletam os líquidos drenados em poços de coleta, situados no nível mais baixo de cada prédio. Esses rejeitos, se necessário, são bombeados para tanques de armazenamento para posterior tratamento.

Durante a operação da usina, uma fração da água de refrigeração do circuito primário é removida pelo sistema de controle volumétrico para desgaseificação e purificação para reduzir a concentração de radionuclídeos. Além disso, a quantidade de boro diluído na água para compensar a taxa de queima (*burn up*) do combustível, é controlada.

O sistema de tratamento de rejeitos líquidos radioativos, dimensionado para armazenar e processar aproximadamente 20.000 m^3 por ano, está situado no Edifício Auxiliar do Reator.

O sistema é composto de tanques de armazenagem, colunas de evaporação, estação de transferência de concentrados ou resinas exauridas e estação de produtos químicos.

Os rejeitos líquidos radioativos são coletados em tanques de armazenamento, segregados de acordo com suas composições químicas e níveis de radioatividade.

Os tanques de coleta de rejeitos líquidos são os seguintes:

- três tanques de monitoração, para permitir a preparação e a liberação de efluentes para o meio ambiente;
- três tanques para estocagem de concentrado, e
- seis tanques para armazenagem de produtos químicos usados no tratamento dos rejeitos líquidos, concentrados e nas unidades de evaporação.

Tabela 56 – Angra 3 - Origens, quantidades e atividades dos rejeitos líquidos radioativos por grupo e origem.

Origens	Quantidades produzidas (normal- max.)	Radioatividade (Bq/m^3)
Águas de drenagem das salas de equipamentos	2 a 50 m^3/dia	$3,7 \times 10^6$ a $3,7 \times 10^{10}$
Rejeitos do laboratório químico na área controlada	1 a 3 m^3/dia	$3,7 \times 10^5$ a $3,7 \times 10^8$
Rejeitos dos sistemas de descontaminação	2 a 5 m^3/dia	$3,7 \times 10^6$ a $3,7 \times 10^8$
Água do sistema de purificação da piscina de combustível usado	0 a 70 m^3/dia	$3,7 \times 10^5$ a $3,7 \times 10^8$

Origens	Quantidades produzidas (normal- max.)	Radioatividade (Bq/m^3)
Líquidos decantados dos tanques de concentrados	0 a 15 m^3/dia 3 a 4 vezes/ano	$3,7 \times 10^7$ a $3,7 \times 10^{10}$
Líquidos dos evaporadores	0 a 8 m^3/dia	$3,7 \times 10^7$ a $3,7 \times 10^9$
Destilado do sistema de processamento de concentrados radioativos	3 a 12 m^3/dia	$3,7 \times 10^8$ a $3,7 \times 10^{10}$
Líquidos do sistema de amostragem nuclear	1 m^3/dia	$3,7 \times 10^8$ a $3,7 \times 10^{10}$
Água de drenagem dos poços dos compartimentos de operação	5 a 50 m^3/dia	$3,7 \times 10^4$ a $3,7 \times 10^7$
Água da lavanderia	5 a 15 m^3/dia	$3,7 \times 10^4$ a $3,7 \times 10^7$
Rejeitos dos chuveiros e lavatórios da área controlada	8 a 20 m^3/dia	$3,7 \times 10^4$ a $3,7 \times 10^6$
Destilado do sistema de processamento de água de refrigeração do reator	6 a 70 m^3/dia	$3,7 \times 10^4$ a $3,7 \times 10^6$
Água de lavagem e solução regenerativa dos filtros de leito misto	40 a 60 m^3/ano	$3,7 \times 10^7$ a $3,7 \times 10^8$
Água de lavagem e solução regenerativa de purga do gerador de vapor	70 m^3/semana	Inativo ($3,7 \times 10^4$ a $3,7 \times 10^8$ com vazamento no gerador de vapor)
Água de lavagem do filtro eletromagnético	1,5 m^3/dia	Inativo ($3,7 \times 10^4$ a $3,7 \times 10^8$ com vazamento no gerador de vapor)

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

2.12.6.1 Monitoramento

A monitoração de efluentes líquidos é feita no Edifício da Turbina, no sistema de água de serviço e nas linhas de descarga dos tanques de monitoração, onde são coletadas amostras semanalmente com o objetivo de localizar a origem de descargas de produtos radioativos nos efluentes líquidos. Os efluentes líquidos totais descarregados pela usina no meio ambiente também são monitorados, de modo a detectar eventuais descargas não intencionais.

Durante a descarga dos tanques de monitoração, a radioatividade e a taxa de descarga são medidas e registradas continuamente. A radioatividade é monitorada por meio de um medidor de radiação gama, e se o valor máximo permitido ($1,9 \times 10^{+7}$ Bq/m^3) for ultrapassado ou for detectado distúrbio na medição, a operação de descarga é automaticamente bloqueada.

O monitoramento de Césio-137 é feito com contador de NaI (T1) e análise de gama total. As faixas de medição são de 2×10^5 a 5×10^7 Bq/m^3, para cada efluente líquido, e de 4×10^3 a 2×10^8 Bq/m^3, para o efluente líquido total.

2.12.6.2 Processamento

O sistema foi projetado para processar aproximadamente 20.000 m^3 de rejeitos líquidos por ano, capacidade determinada pela quantidade de rejeitos líquidos produzidos na área de acesso controlado da usina.

Conforme o esquema mostrado na Figura 37, os rejeitos são coletados nos tanques de armazenamento, que são direcionados para as unidades de evaporação, e, quando cheios, são alinhados ao sistema de tratamento pertinente, de acordo com a radioatividade e as características químicas dos rejeitos, ou diretamente aos tanques de monitoração. A lama que eventualmente se acumule no fundo dos tanques pode ser bombeada para os tanques de concentrado. A estação de produtos químicos fornece a solução necessária para o tratamento. O sistema também pode ser visualizado, de forma mais simplificada, na Figura 36. O fluxograma, contendo inclusive os níveis de radioatividade dos rejeitos em cada processo e os limites de liberação, pode ser visto na Figura 38.

Os rejeitos líquidos são armazenados em tanques e tratados, conforme necessário, com o emprego de evaporadores ou de filtro, antes de serem transferidos para os tanques de monitoração. O conteúdo dos tanques de monitoração é analisado e, se atender os limites radiológicos requeridos, é liberado para o meio ambiente de forma controlada. Quando os limites não são atendidos, o conteúdo dos tanques de monitoração é reconduzido aos tanques de armazenamento, para novo tratamento.

De acordo com a concentração e as características químicas de cada rejeito líquido, são aplicados processos de evaporação ou filtragem para reduzir a radioatividade e a quantidade de sólidos não dissolvidos.

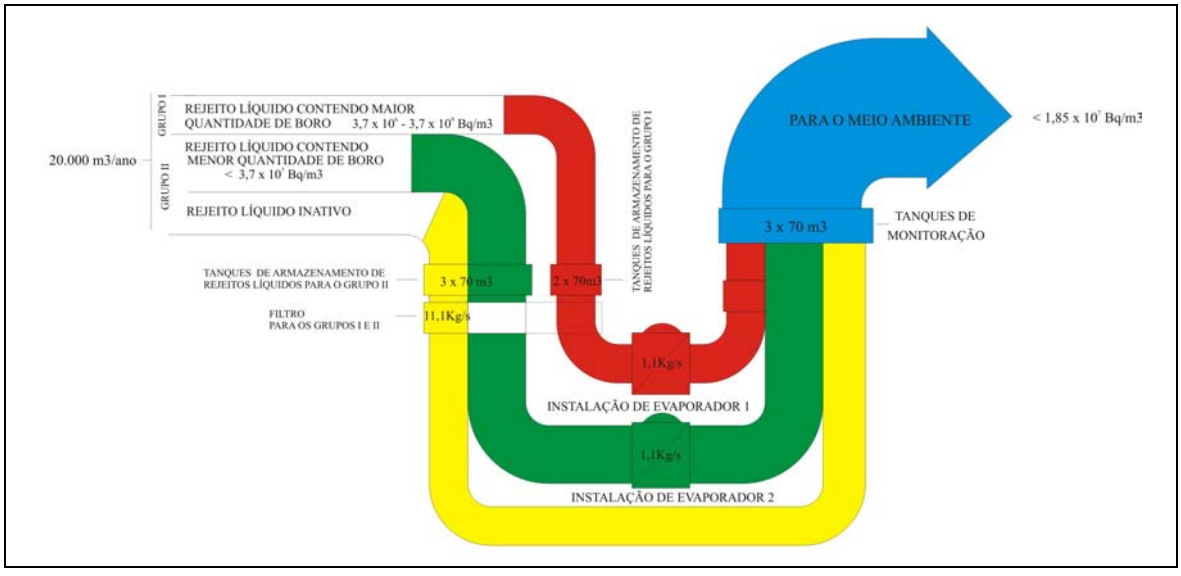
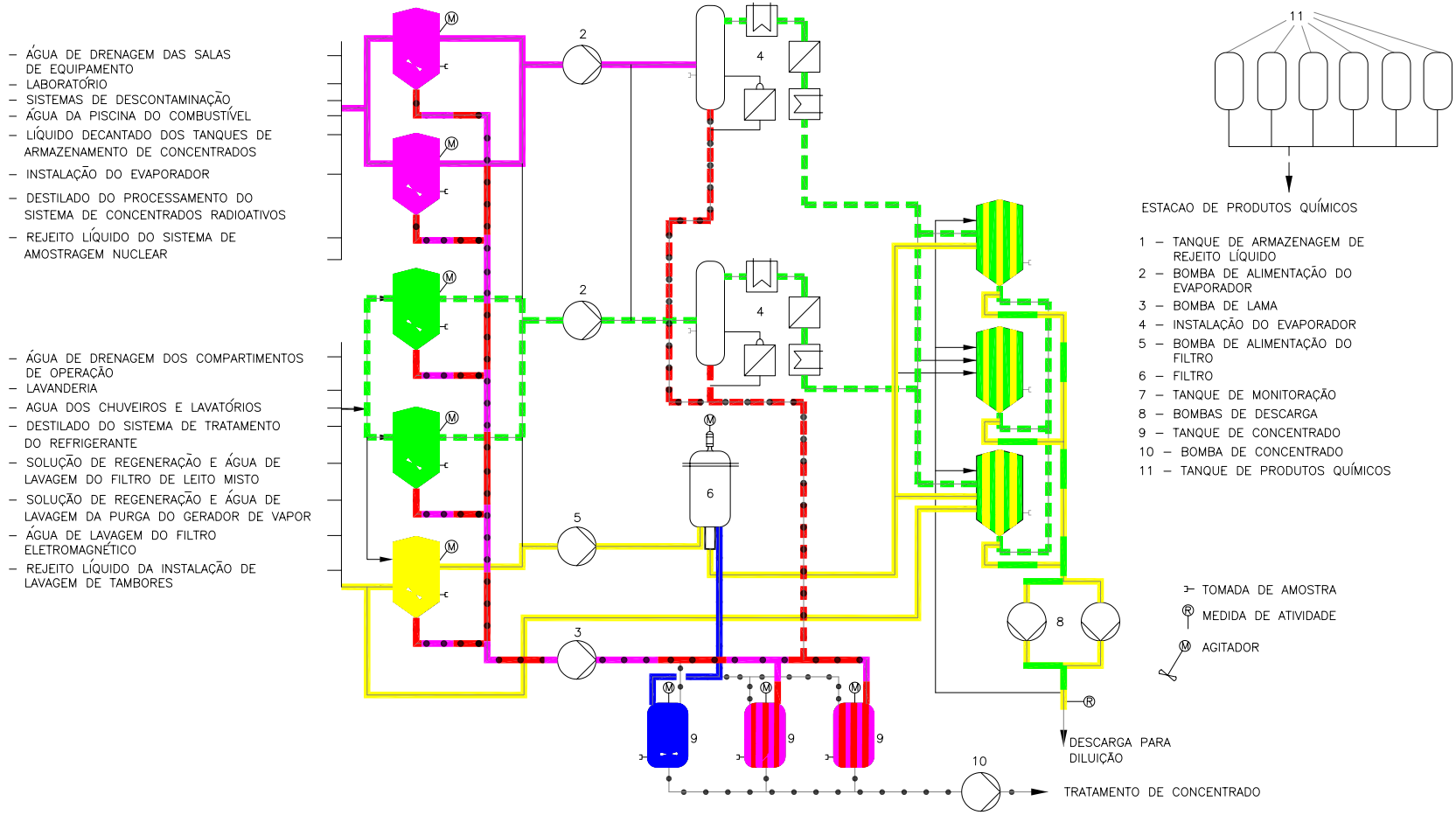

20.000 m3/ano
GRUPO I
GRUPO II
REJEITO LÍQUIDO CONTENDO MAIOR QUANTIDADE DE BORO 3,7 x 10⁷ - 3,7 x 10⁸ Bq/m3
REJEITO LÍQUIDO CONTENDO MENOR QUANTIDADE DE BORO < 3,7 x 10⁷ Bq/m3
REJEITO LÍQUIDO INATIVO
TANQUES DE ARMAZENAMENTO DE REJEITOS LÍQUIDOS PARA O GRUPO II
3 x 70 m3
FILTRO PARA OS GRUPOS I E II
11,1Kg/s
2 x 70m3
TANQUES DE ARMAZENAMENTO DE REJEITOS LÍQUIDOS PARA O GRUPO I
1,1Kg/s
INSTALAÇÃO DE EVAPORADOR 1
1,1Kg/s
INSTALAÇÃO DE EVAPORADOR 2
PARA O MEIO AMBIENTE
< 1,85 x 10⁷ Bq/m3
3 x 70 m3
TANQUES DE MONITORAÇÃO

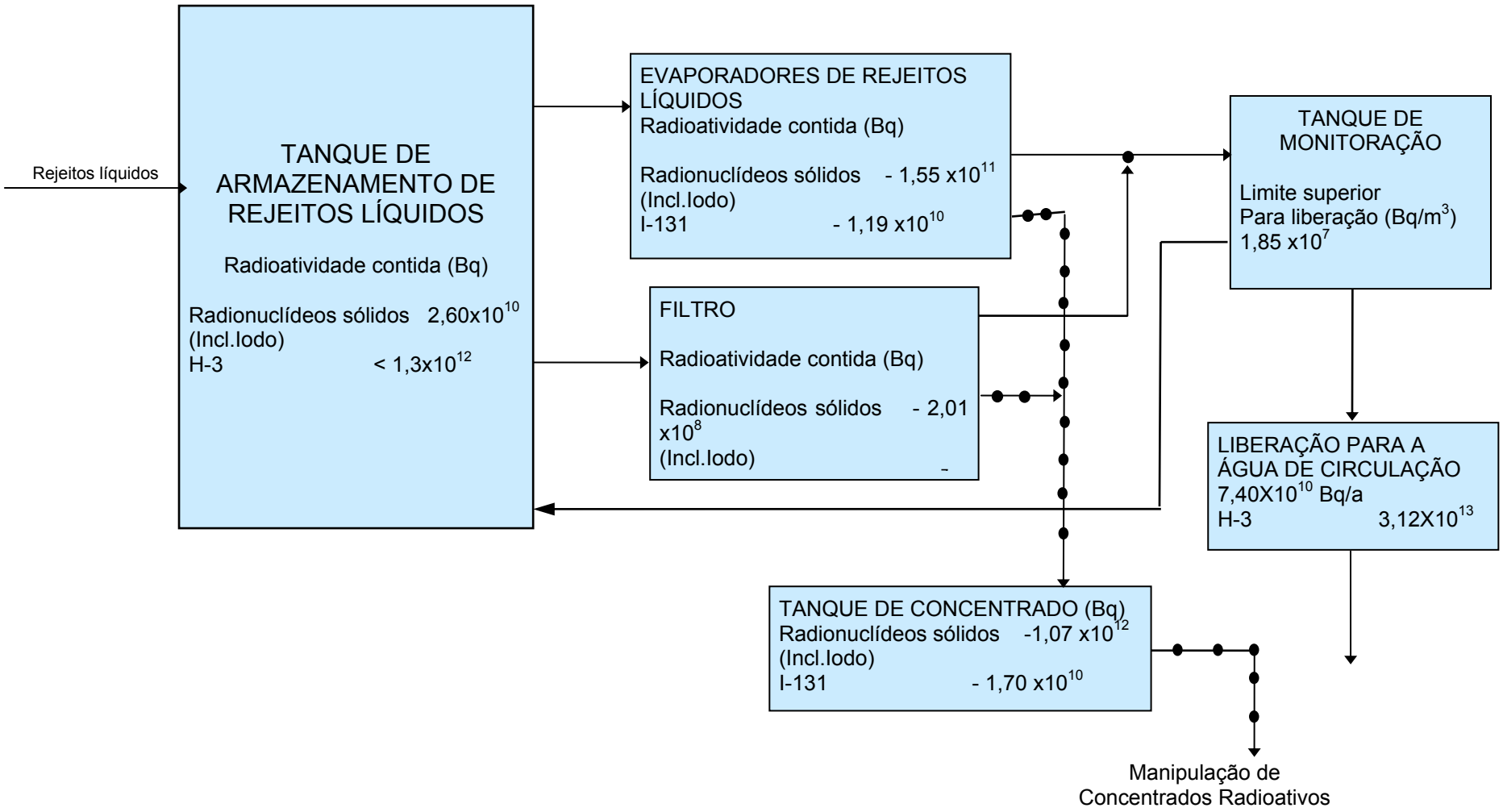
Figura 36 – Esquema Simplificado do Sistema de Processamento e Armazenamento de Rejeitos Líquidos Radioativos.
Fonte: NATRONTEC (1999a).

Figura 37 – Esquema dos processos de tratamento dos rejeitos líquidos radioativos


– ÁGUA DE DRENAGEM DAS SALAS DE EQUIPAMENTO
– LABORATÓRIO
– SISTEMAS DE DESCONTAMINAÇÃO
– ÁGUA DA PISCINA DO COMBUSTÍVEL
– LÍQUIDO DECANTADO DOS TANQUES DE ARMAZENAMENTO DE CONCENTRADOS
– INSTALAÇÃO DO EVAPORADOR
– DESTILADO DO PROCESSAMENTO DO SISTEMA DE CONCENTRADOS RADIOATIVOS
– REJEITO LÍQUIDO DO SISTEMA DE AMOSTRAGEM NUCLEAR
– ÁGUA DE DRENAGEM DOS COMPARTIMENTOS DE OPERAÇÃO
– LAVANDERIA
– AGUA DOS CHUVEIROS E LAVATÓRIOS
– DESTILADO DO SISTEMA DE TRATAMENTO DO REFRIGERANTE
– SOLUÇÃO DE REGENERAÇÃO E ÁGUA DE LAVAGEM DO FILTRO DE LEITO MISTO
– SOLUÇÃO DE REGENERAÇÃO E ÁGUA DE LAVAGEM DA PURGA DO GERADOR DE VAPOR
– ÁGUA DE LAVAGEM DO FILTRO ELETROMAGNÉTICO
– REJEITO LÍQUIDO DA INSTALAÇÃO DE LAVAGEM DE TAMBORES
11
ESTACAO DE PRODUTOS QUÍMICOS
1 – TANQUE DE ARMAZENAGEM DE REJEITO LÍQUIDO
2 – BOMBA DE ALIMENTAÇÃO DO EVAPORADOR
3 – BOMBA DE LAMA
4 – INSTALAÇÃO DO EVAPORADOR
5 – BOMBA DE ALIMENTAÇÃO DO FILTRO
6 – FILTRO
7 – TANQUE DE MONITORAÇÃO
8 – BOMBAS DE DESCARGA
9 – TANQUE DE CONCENTRADO
10 – BOMBA DE CONCENTRADO
11 – TANQUE DE PRODUTOS QUÍMICOS
TOMADA DE AMOSTRA
MEDIDA DE ATIVIDADE
AGITADOR
DESCARGA PARA DILUIÇÃO
TRATAMENTO DE CONCENTRADO

FONTE: ELETRONUCLEAR

Figura 38 - Fluxograma do Sistema de Rejeitos Líquidos Radioativos (Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 - Eletronuclear, 2002).



No processo de evaporação, o rejeito líquido é bombeado para a coluna de evaporação, aquecido a uma temperatura de 100°C, evaporado e condensado (Figura 39). O destilado obtido no condensador é conduzido para um divisor de refluxo, que retorna cerca de 20% da quantidade total para a coluna. O restante é desgaseificado, resfriado e conduzido para um tanque de monitoração. A mistura de gases e vapor de água proveniente do desgaseificador é resfriada, o vapor de água condensado é devolvido ao condensador e os gases são direcionados para o sistema de ventilação. O resíduo do evaporador é concentrado e levado para os tanques de concentrado em bateladas. O sistema é dotado de dois evaporadores, cada um com capacidade para processar 1,1 kg/s de líquidos.

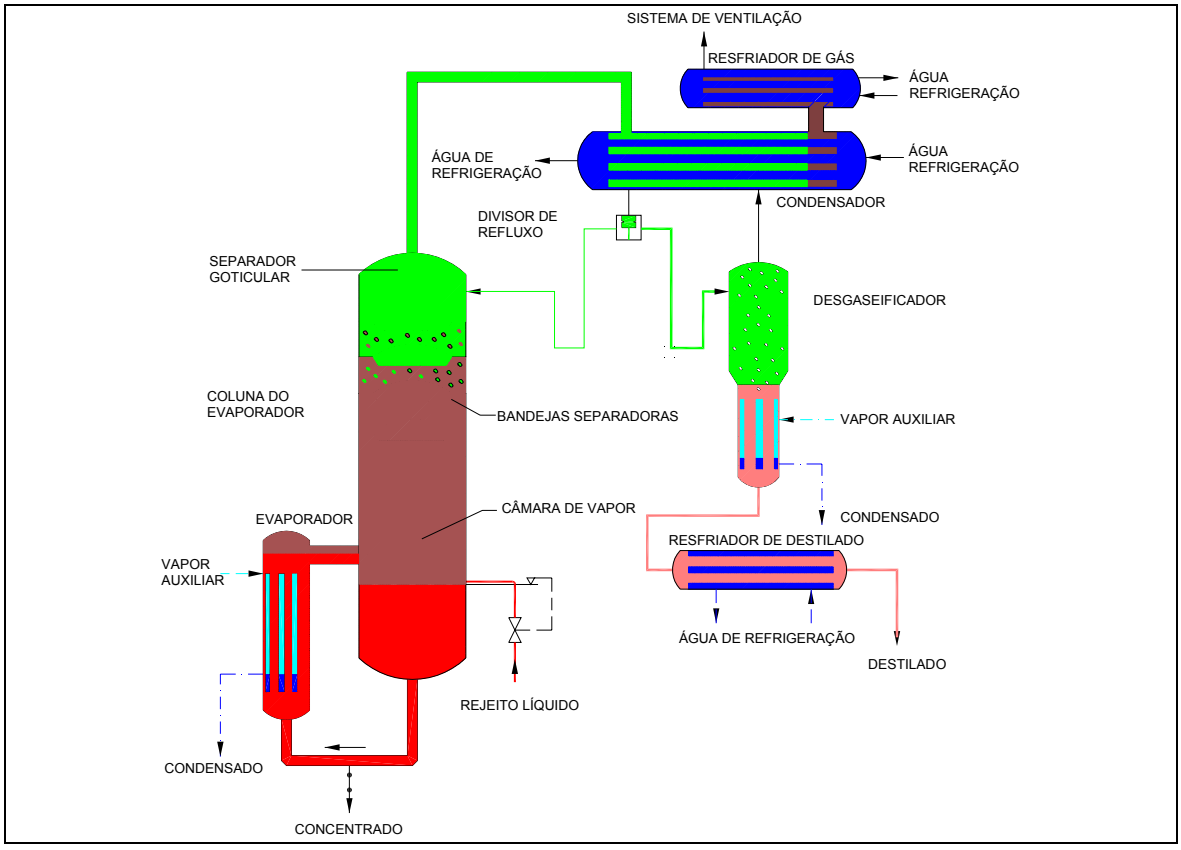


Figura 39 – Esquema do processo de evaporação.
Fonte: NATRONTEC (1999a).

No processamento dos rejeitos líquidos radioativos são usados ácido sulfúrico (H_2SO_4 - 20 %), para o ajuste do valor do pH nos tanques de armazenamento, de monitoração e de concentrados e nas colunas do evaporador; soda cáustica (NaOH - 40 %), para o ajuste do pH nos tanques de armazenamento, de monitoramento e de concentrados e para a descontaminação e a limpeza das colunas do evaporador; agentes anti-espumantes, para evitar a formação de espuma nos tanques de armazenamento e nas colunas do evaporador; agentes complexantes (EDTA - Ácido Etilenodiaminotetraacético), para que os sais presentes no fundo das colunas do evaporador permaneçam em solução por um período mais longo, de

modo que se obtenha uma concentração mais alta de sais, sem riscos de incrustação no feixe de tubos do evaporador; solução de $H_2O_2/CuSO_4$ para a destruição de hidrazina nos tanques de armazenamento; e precipitantes, para a precipitação química nos tanques de armazenamento, antes do tratamento nas unidades do evaporador.

Após o processamento, o líquido resultante é transferido para os tanques de monitoração, sendo colhidas amostras para análises, feitas em laboratório. Os resultados das análises devem estar de acordo com a Tabela 57 para que o efluente contido nos tanques, resultante do tratamento, possa ser liberado para o meio ambiente.

Tabela 57 – Parâmetros para liberação dos rejeitos líquidos no meio ambiente.

Césio equivalente	**$< 1{,}9 \times 10^7$ Bq/m^3**
Valor do pH	5 - 9
Hidrazina	< 1 mg /kg
Ferro total	< 15 mg/kg
Boro	5 mg/kg

Fonte: Eletronuclear

A descarga é interrompida automaticamente, se a concentração de radioatividade for superior a $1{,}9 \times 10^7$ Bq/m^3. Em $1{,}1 \times 10^7$ Bq/m^3, o alarme soa no painel local e na sala de operação da usina.

A Tabela 58 e a Tabela 59 fornecem as características dos principais componentes do sistema de processamento de rejeitos líquidos radioativos.

Tabela 58 – Características dos tanques.

Tanques	**Quantidades**	**Volumes aproximados**
Armazenamento	5	70 m^3
Monitoração	3	70 m^3
Concentrado	3	35 m^3
Medida de radioatividade	1	0,025 m^3
Produtos químicos	6	4 × 500 l e 2 × 100 l

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

Tabela 59 – Características dos demais componentes do sistema.

Componentes	Quantidades	Características
Coluna do evaporador	2	1,1 kg/s de capacidade líquida de evaporação
Evaporador	2	90 m^2 de superfície de transferência de calor

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

2.12.6.3 Síntese dos Lançamentos

As fontes de efluentes líquidos radioativos têm origem nas usinas da CNAAA e provêm de drenagens de líquido refrigerante do circuito primário, do processamento de rejeitos radioativos sólidos, líquidos e gasosos, de operações de limpeza e/ou de descontaminação de pisos, paredes e equipamentos a serem reparados e/ou recuperados, e de líquidos provenientes de descargas de válvulas de alívio, de lavanderias, das operações de transferência de resinas gastas que contenham impurezas radioativas, ao lado de outras pequenas fontes eventuais e de importância relativa não-significativa. Todos esses rejeitos líquidos convergem para os respectivos sistemas de processamento de rejeitos líquidos radioativos de cada usina, armazenados em tanques e submetidos subseqüentemente aos processos usuais de tratamento: filtração, adsorção em leitos de resinas iônicas, evaporação acondicionamento dos rejeitos sólidos por imobilização em cimento (Angra 1) ou em betume (Angra 2 e 3).

O conteúdo dos tanques de monitoração e de armazenamento é controlado mediante coleta de amostras e realização de análises em laboratório para determinação de níveis de radioatividade, de composição radioisotópica, e química. Liberações de rejeitos líquidos para o meio ambiente somente ocorrem após comprovação de que seus níveis de radioatividade e parâmetros químicos estejam realmente abaixo dos limites legais estabelecidos pela CNEN e órgãos ambientais. Os concentrados de rejeitos líquidos derivados dos tratamentos, assim como os rejeitos sólidos secundários que possam ter resultado desses mesmos tratamentos, são transferidos para os respectivos sistemas de processamento de rejeitos sólidos de cada usina, onde são convertidos em formas sólidas e acondicionados em tambores. A maior parte dos líquidos radioativos é reutilizada e o restante é lançado, com uma vazão de 6 l/s, no canal de descarga da água de resfriamento, que deságua no mar, no Saco Piraquara de Fora. Os resíduos do tratamento são transferidos para o sistema de processamento de rejeitos sólidos.

A Tabela 60 adiante sumariza as previsões de projeto das liberações radioativas nos efluentes líquidos das três Unidades da CNAAA.

Tabela 60 – Sumário das liberações radioativas de efluentes líquidos das Unidades 1, 2 e 3 da CNAAA (previsões de projeto).

Radioisótopos	Angra 1	Angra 2	Angra 3
Efluentes líquidos para o mar (Bq/ano)			
Co-58	1,03 E + 08	7,03 E +10	7,03 E +10
Co-60	2,83 E + 07	7,40 E + 10	7,40 E + 10
Sr-90		3,70 E + 09	3,70 E + 09
Mo-99	7,66 E + 07		
I-131	8,10 E + 07	3,70 E + 10	3,70 E + 10
I-133	1,09 E + 08		
Cs-134	1,46 E + 08	7,40 E + 10	7,40 E + 10
Cs-137	5,07 E + 08	1,11 E + 11	1,11 E + 11
Ce-144	1,18 E + 07		
Total	**1,06 E + 09**	**3,70 E + 11**	**3,70 E + 11**
Trício para o mar (Bq/ano)			
H-3	4,03 E + 12	5,92 E + 13	5,91 E + 13

Fontes: PSAR Angra 3 (Eletronuclear, 2002), FSAR Angra 1 (Eletronuclear, 2004) e FSAR Angra 2 (Eletronuclear, 2001).

O FSAR de Angra 1 (Eletronuclear, 2004) prevê, para as liberações dessa usina, radioatividades de 1,06 E + 09 Bq/ano para miscelânea e de 4,03 E + 12 Bq/ano para trício (Tabela 60). As liberações ocorridas no período 1982-2002 constam da Tabela 61.

Tabela 61 – Angra 1 - Radioatividade dos efluentes líquidos liberados no período - 1982-2002.

Ano	Liberações (Bq)				Volumes (m^3)		Nº de liberações	
	Gases nobres	Trício	Partículas e iodo	Radio-atividade total	Liberado	de diluição	LLRG	Anormais
1982	2,53 E + 08	5,44 E + 10	4,81 E + 09	5,95 E + 10	2,93 E + 03	8,08 E + 08	179	1
1983	1,80 E + 07	9,81 E + 10	1,78 E + 09	9,99 E + 10	3,96 E + 03	5,52 E + 08	235	1
1984	4,37 E + 08	8,77 E + 12	1,85 E + 09	8,77 E + 12	4,53 E + 03	6,61 E + 08	274	1
1985	7,10 E + 08	2,60 E + 13	1,36 E + 10	2,60 E + 13	6,80 E + 03	9,63 E + 08	418	1
1986	3,65 E + 07	2,25 E + 12	1,90 E + 10	2,27 E + 12	4,42 E + 03	4,53 E + 08	270	0
1987	2,78 E + 08	1,75 E + 12	3,47 E + 09	1,75 E + 12	3,03 E + 03	3,78 E + 08	195	0
1988	1,83 E + 07	1,80 E + 12	8,10 E + 08	1,81 E + 12	2,33 E + 03	3,70 E + 08	222	0
1989	2,24 E + 09	8,21 E + 12	3,43 E + 08	8,22 E + 12	3,98 E + 03	7,40 E + 08	261	0

Ano	Liberações (Bq)				Volumes (m^3)		Nº de liberações	
	Gases nobres	Trício	Partículas e iodo	Radio-atividade total	Liberado	de diluição	LLRG	Anormais
1990	5,48 E + 08	1,22 E + 13	4,29 E + 08	1,22 E + 13	2,51 E + 03	9,67 E + 08	168	0
1991	1,59 E + 08	1,14 E + 13	1,97 E + 08	1,14 E + 13	2,20 E + 03	6,63 E + 08	154	0
1992	8,36 E + 09	2,68 E + 12	1,67 E + 09	2,69 E + 12	7,87 E + 03	9,31 E + 08	121	0
1993	3,81 E + 08	6,55 E + 12	5,48 E + 08	6,55 E + 12	6,98 E + 03	6,73 E + 08	226	0
1994	7,66 E + 06	5,88 E + 11	1,82 E + 08	5,88 E + 11	1,67 E + 03	5,80 E + 08	135	0
1995	1,87 E + 07	5,11 E + 12	2,14 E + 08	5,11 E + 12	2,18 E + 03	1,06 E + 09	189	0
1996	1,40 E + 08	4,66 E + 12	1,90 E + 08	4,44 E + 12	2,23 E + 03	8,74 E + 08	165	0
1997	8,18 E + 10	1,95 E + 13	1,10 E + 09	1,95 E + 13	7,23 E + 03	8,72 E + 08	298	0
1998	8,69 E + 08	8,55 E + 12	8,92 E + 08	8,55 E + 12	8,72 E + 03	9,64 E + 08	267	0
1999	1,44 E + 08	1,31 E + 13	9,10 E + 08	1,31 E + 13	1,22 E + 04	1,09 E + 09	205	0
2000	5,66 E + 08	1,86 E + 13	8,73 E + 08	1,86 E + 13	7,53 E + 04	9,06 E + 08	335	0
2001	5,95 E + 07	8,81 E + 12	9,40 E + 08	8,81 E + 12	5,91 E + 04	1,01 E + 09	299	0
2002 (até out)	1,64 E + 08	2,02 E + 13	1,34 E + 07	2,02 E + 13	9,95 E + 03	5,10 E + 08	206	0

Fonte: Arquivo efluente.xls, de Furnas (1982-1987 e 1996), e relatórios semestrais de efluentes e rejeitos (1988-1995 e 1997-2002) da Eletronuclear

LLRG – Licença de Liberação de Rejeitos Gasosos

O FSAR de Angra 2 (Eletronuclear, 2001) prevê, para as liberações dessa usina, radioatividades de 3,7 × 10 E + 11 Bq/ano, para todos os radioisótopos, exceto trício e de 5,92 × 10 E + 13 Bq/ano para trício (Tabela 60). As liberações ocorridas no período 2000-2002 constam da Tabela 62.

Tabela 62 – Angra 2 - Radioatividade dos efluentes líquidos liberados no período 2000-2002.

Ano	Liberações (Bq)				Volumes (m^3)		Nº de liberações	
	Gases nobres	Trício	Partículas e iodo	Radioatividade total	Liberado	de diluição	LLRG	Anormais
2000	< MDA	1,40 E + 11	< MDA	1,40 E + 11	7,28 E + 03	1,26 E + 09	121	0
2001	< MDA	2,49 E + 12	9,82 E + 07	2,49 E + 12	7,12 E + 03	2,30 E + 09	125	0
2002 (até jul)	< MDA	8,99 E + 09	1,92 E + 08	9,18 E + 09	5,31 E + 03	1,03 E + 09	94	0

(*) MDA = Atividade mínima detectável.

Fonte: Relatórios semestrais de efluentes e rejeitos da Eletronuclear

2.12.7 Limites e Estimativas de Emissões (Para Rejeitos Líquidos e Gasosos Radioativos)

Os valores de liberação de substâncias radioativas propostos para o licenciamento de Angra 3 no Relatório Preliminar de Análise de Segurança (*Preliminary Safety Analysis Report,* PSAR – Eletronuclear, 2002), constam da Tabela 63. A composição dos efluentes líquidos e gasosos prevista para Angra 3 no PSAR consta da Tabela 64.

Tabela 63 – Valores de liberação propostos para Angra 3.

Meios receptores	Substâncias	Liberações (Bq/ano)
Atmosfera	Gases nobres	$9{,}25 \times 10^{14}$
	Aerossóis	$1{,}85 \times 10^{10}$
	Iodo 131	$9{,}25 \times 10^{9}$
Aquático	Trício	$5{,}92 \times 10^{13}$
	Outros (mistura sem rádio e trício)	$3{,}70 \times 10^{11}$ e $5{,}50 \times 10^{10}$ Bq/mês

Fontes: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002) ; NCN/FUR-5062.6.

Tabela 64 –Composição dos efluentes líquidos e gasosos (Angra 3).

Efluentes líquidos		Gases nobres nos efluentes gasosos		Aerossóis nos efluentes gasosos	
Radionuclídeos	Composições (%)	Radionuclídeos	Composições (%)	Radionuclídeos	Composições (%)
Co-58	19	Kr-85 m	2	Co-58	25
Co-60	20	Kr-85	2	Co-60	35
Sr-90	1	Kr-87	1	Cs-134	10
I-131	10	Kr-88	2,5	Cs-137	25
Cs-134	20	Xe-131 m	2	Ce-144	4
Cs-137	30	Xe-133	80	Sr-90	1
		Xe-135	10	Pu-239/240	0,01
		Xe-138	0,5		

Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

2.13 SISTEMAS DE SEGURANÇA DE ANGRA 3

No projeto das usinas nucleares está incorporado um conjunto de sistemas de segurança redundantes, independentes e fisicamente separados, que abrange, entre outros, os sistemas de resfriamento de emergência do núcleo e de água de alimentação de emergência, projetados para fornecer água aos circuitos primário e secundário – especificamente ao núcleo do reator e aos geradores de vapor, respectivamente – com vistas à remover o calor residual do núcleo do reator, e o sistema de isolamento da contenção, que visa o confinamento das substâncias radioativas no interior do envoltório da contenção, na ocorrência de condições anormais e acidentais. No circuito primário, água borada é injetada por bombas de alta pressão do subsistema de injeção de segurança e por bombas de baixa pressão do subsistema de remoção de calor residual. Além destes subsistemas, existe também o subsistema de acumuladores de água pressurizada, que atua de modo passivo, i.e., automático, injetando água no circuito primário no caso de ocorrência de vazamento de refrigerante do circuito primário por ruptura de uma das linhas de refrigeração do reator. O sistema de água de alimentação de emergência alimenta o circuito secundário dos geradores de vapor – que se constituem na fonte fria do sistema de refrigeração do reator, para a remoção do calor de decaimento dos produtos de fissão no núcleo do reator.

Os sistemas de segurança têm as seguintes possibilidades – fontes – de alimentação; suprimento proveniente do gerador principal através dos transformadores auxiliares de 25 kV para 13,8 kV, duas possibilidades de suprimento das redes externas, uma de 500 kV via transformador principal de 525 kV para 25 kV para 13,8 kV e outra de 138 kV via transformador reserva de 138 kV para 13,8 kV, e dois sistemas de emergência com geração autárquica de energia dentro da área da central, compostas de grupos Diesel geradores. Todas as possibilidades acima são projetadas para suprir a potência necessária para levar a central a uma condição segura e mantê-la nesta condição em caso de falhas e acidentes postulados. Os sistemas autárquicos de geração de emergência possuem quatro grupos Diesel-gerador de emergência de partida rápida de 4.160 V com potência nominal de 5.400 kW e quatro de 480 V com potência nominal de 900 kW, também redundantes, independentes e fisicamente separados entre si. Os grupos Diesel-gerador de emergência são acionados automaticamente, no caso de perda de energia elétrica externa – blecaute. Do mesmo modo, os sistemas de instrumentação e controle, e de iluminação de emergência e escape da usina, que requerem suprimento ininterrupto, possuem alimentação elétrica de emergência redundante, independente e fisicamente separada entre si, através de bancos de baterias.

A segurança nuclear, no entanto, incorpora conceitos, sistemas e procedimentos adicionais, apresentados a seguir, conforme estabelecido anteriormente para Angra 2, em operação, e uma usina similar à Angra 3.

2.13.1 Segurança das Usinas Nucleares

A fissão nuclear produz grande quantidade de radiação ionizante, liberada pelos produtos de fissão e de ativação – estes constituídos pelo material do reator, elementos do refrigerante e produtos de corrosão/erosão tornados radioativos pela interação com o fluxo neutrônico do núcleo – no seu processo de decaimento radioativo.

O objetivo precípuo da segurança nuclear é a proteção do pessoal da usina, do indivíduo do público e do meio ambiente contra os efeitos deletérios que possam provir da usina, por meio do estabelecimento e da manutenção de mecanismos efetivos de proteção contra os riscos da radioatividade.

Um dos conceitos básicos do projeto de segurança das usinas nucleares é o da aplicação de rígidos preceitos de garantia e controle da qualidade, já consagrados universalmente, no desenvolvimento do projeto, na seleção dos materiais, na fabricação dos equipamentos, na construção e montagem, no comissionamento, na operação e manutenção, e no descomissionamento da usina. Assegura-se assim, com alto grau de confiabilidade, que os componentes e serviços executados atendam a todos os requisitos especificados, em conformidade com as Normas CNEN-NN-1.16 -"Garantia da Qualidade para Segurança de Usinas Nucleoelétricas e outras Instalações" e CNEN-NE-1.26 – "Segurança na Operação de Usinas Nucleoelétricas".

Não menos importante é a contribuição para a segurança, advinda do desenvolvimento de uma cultura de segurança entre o responsável pelo empreendimento, seus trabalhadores, fornecedores, consultores e outros setores envolvidos tanto no projeto como na fabricação, construção e operação da usina nuclear.

A integridade e eficácia das barreiras de proteção radiológica, projetadas para prover confinamento adequado dos produtos radioativos no interior da usina, são asseguradas não só durante a operação normal e sob condições anormais, mas também na hipótese de acidentes postulados, de modo a assegurar a proteção contra a exposição à radiação. Se necessário, deve sempre ser possível desligar a usina com segurança, manter o reator em uma condição subcrítica segura, de modo a extinguir a reação em cadeia do processo de fissões, e remover o calor residual do seu núcleo proveniente do decaimento radioativo dos produtos de fissão.

Condições de acidente são evitadas mediante a observância rigorosa dos requisitos de projeto, fabricação, operação e manutenção especificados para aumentar a segurança nuclear, tais como:

- margens de segurança adequadas no projeto de sistemas e componentes da usina;
- seleção cuidadosa dos materiais, juntamente com ensaios abrangentes dos mesmos;

- garantia da qualidade abrangendo as etapas de fabricação, construção, montagem, comissionamento, operação, manutenção e descomissionamento da usina;
- controle repetido e independente do nível de qualidade alcançado;
- supervisão da qualidade ao longo da vida útil da usina, com inspeções periódicas de rotina;
- facilidade de manutenção de sistemas e componentes da usina;
- monitoração confiável das condições operacionais;
- registro, avaliação e utilização das experiências adquiridas durante a operação, com vistas a aprimorar a segurança operacional;
- treinamento sistemático e rigoroso do pessoal de operação; e
- desenvolvimento de cultura de segurança entre o responsável pelo empreendimento e todos os setores envolvidos com a fabricação de componentes, projeto, construção e operação da usina.

A necessidade de proteger a vida humana e o meio ambiente dos efeitos adversos da radioatividade requer a utilização nas usinas nucleares de sofisticados sistemas de proteção e segurança – dispositivos ativos – e de sucessivas barreiras radiológicas – dispositivos passivos. A Figura 40 (próxima página) ilustra os princípios e ações envolvidos na segurança de uma usina nuclear tipo PWR.

A experiência corrente da engenharia demonstra que, apesar das providências acima descritas, podem ocorrer falhas em componentes e sistemas capazes de levar a condições operacionais anormais durante a vida útil da usina nuclear. A fim de controlar tais ocorrências, os sistemas são projetados para serem tão inerentemente seguros e com tantas precauções no que se refere ao controle e à monitoração dos processos, que são evitados acidentes que possam resultar dessas condições operacionais anormais. Por essa razão, a segurança inerente é um critério central no projeto do núcleo do reator.

A segurança inerente do núcleo do reator PWR baseia-se na sua característica de auto-regulação, devido aos coeficientes de temperatura negativos e aos sistemas independentes de limitação de parâmetros operacionais críticos, a qual impede a fusão do núcleo mesmo na hipótese de perda de função dos sistemas de controle. Na hipótese improvável de perda de controle do reator em operação normal, esses sistemas independentes de limitação, com quatro canais redundantes, entram em ação para impedir condições operacionais inadmissíveis que, de outro modo, causariam o início de ações de desligamento rápido do reator.

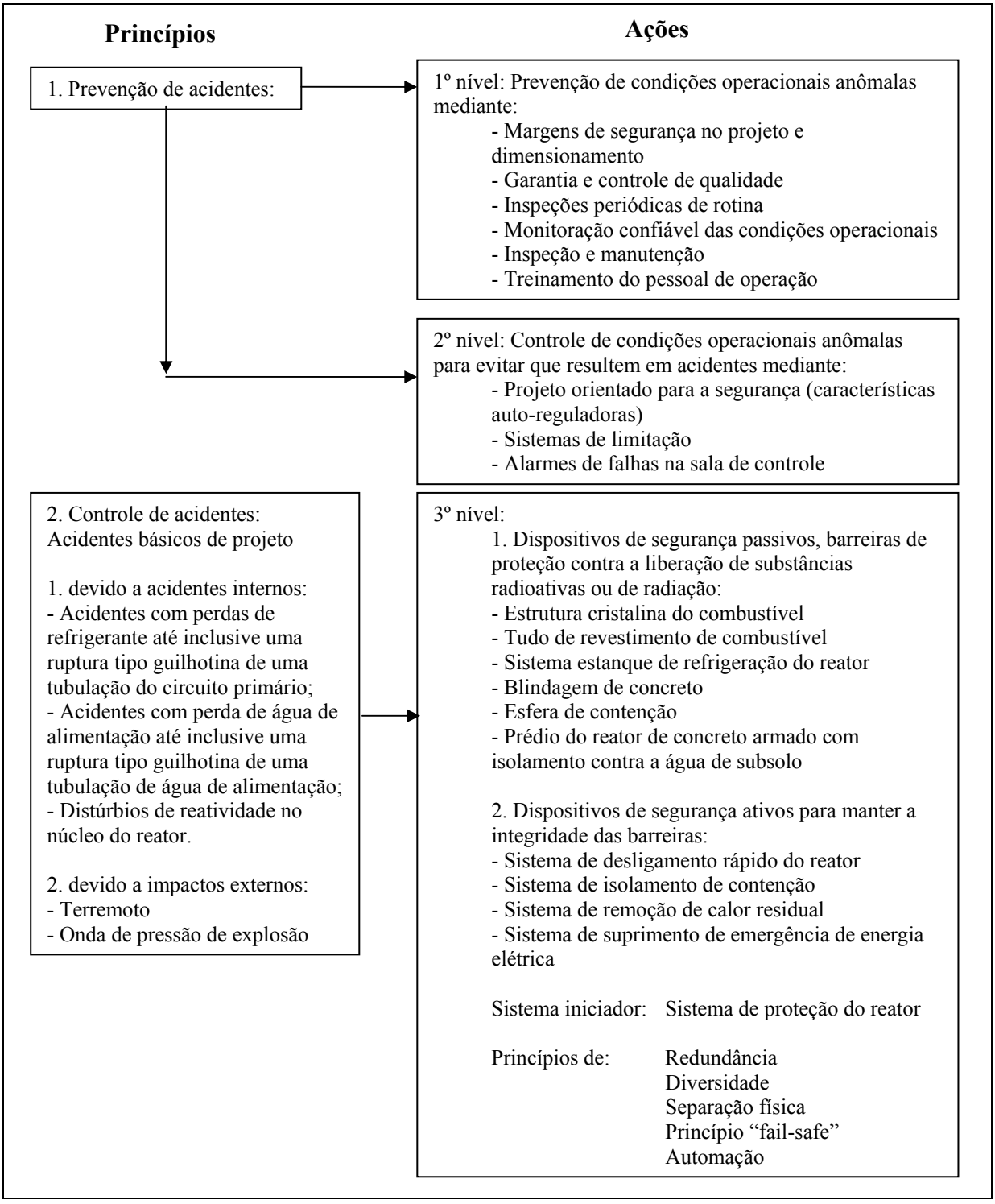

Princípios
Ações
1. Prevenção de acidentes:
1º nível: Prevenção de condições operacionais anômalas mediante:
- Margens de segurança no projeto e dimensionamento
- Garantia e controle de qualidade
- Inspeções periódicas de rotina
- Monitoração confiável das condições operacionais
- Inspeção e manutenção
- Treinamento do pessoal de operação
2º nível: Controle de condições operacionais anômalas para evitar que resultem em acidentes mediante:
- Projeto orientado para a segurança (características auto-reguladoras)
- Sistemas de limitação
- Alarmes de falhas na sala de controle
2. Controle de acidentes:
Acidentes básicos de projeto
1. devido a acidentes internos:
- Acidentes com perdas de refrigerante até inclusive uma ruptura tipo guilhotina de uma tubulação do circuito primário;
- Acidentes com perda de água de alimentação até inclusive uma ruptura tipo guilhotina de uma tubulação de água de alimentação;
- Distúrbios de reatividade no núcleo do reator.
2. devido a impactos externos:
- Terremoto
- Onda de pressão de explosão
3º nível:
1. Dispositivos de segurança passivos, barreiras de proteção contra a liberação de substâncias radioativas ou de radiação:
- Estrutura cristalina do combustível
- Tudo de revestimento de combustível
- Sistema estanque de refrigeração do reator
- Blindagem de concreto
- Esfera de contenção
- Prédio do reator de concreto armado com isolamento contra a água de subsolo
2. Dispositivos de segurança ativos para manter a integridade das barreiras:
- Sistema de desligamento rápido do reator
- Sistema de isolamento de contenção
- Sistema de remoção de calor residual
- Sistema de suprimento de emergência de energia elétrica
Sistema iniciador: Sistema de proteção do reator
Princípios de: Redundância
Diversidade
Separação física
Princípio "fail-safe"
Automação

Figura 40 – Princípios e Ações envolvidos na segurança de uma usina tipo PWR.
Fonte: PSAR – Preliminar Safety Analysis Report – Angra 3 (Eletronuclear, 2002).

Esses sistemas também agem como "limitações de condição", para assegurar que as variáveis de processo sejam aquelas postuladas no PSAR (Eletronuclear, 2002). São também

em quatro canais as "limitações protetoras", que iniciam ações para atenuar perturbações que não sejam tão sérias a ponto de necessitar que o sistema de proteção do reator entre em ação.

A indicação e registro de falhas diretamente na sala de controle da usina possibilitam que as funções de controle de processo sejam acompanhadas e/ou atuadas pelo pessoal de operação. A fim de minimizar o recurso às ações manuais, existem sistemas de limitação além dos sistemas de controle, que iniciam contramedidas corretivas em situações anormais antes que sejam alcançados os valores-limites do sistema de proteção do reator. Esses sistemas incluem, por exemplo, a limitação da potência do reator e da pressão do refrigerante.

Apesar de todas as medidas e das precauções tomadas para se evitar acidentes, postula-se, no dimensionamento dos sistemas, a ocorrência de eventos anormais improváveis durante a vida útil da usina. Os acidentes postulados que servem como base para o dimensionamento do projeto, de forma que a usina seja capaz de suportá-los e controlá-los, são os seguintes:

- acidentes originados no interior da usina, tais como a ruptura de uma tubulação principal de refrigerante, de uma tubulação de vapor principal ou de água de alimentação, ou a falha do sistema de controle do reator; e
- acidentes devidos a impactos externos, tais como terremotos e ondas de pressão de explosão.

Os dispositivos de segurança disponíveis para contornar esses acidentes são basicamente de dois tipos. Em primeiro lugar, existem os sistemas passivos; esses sistemas não precisam de sinal de atuação, nem de suprimento de energia elétrica para executar a sua função protetora, agindo pela sua mera presença. As numerosas barreiras protetoras de concreto e aço são, por exemplo, dispositivos de segurança passivos. Em segundo lugar, estão os dispositivos de segurança ativos para entrar em operação, quando necessário, sob o controle do sistema de proteção do reator.

2.13.2 Dispositivos de Segurança Passivos

A maior parte – aproximadamente 95% – das substâncias radioativas presentes em uma usina nuclear, deriva da fissão nuclear do combustível no núcleo durante o funcionamento do reator. Esses produtos de fissão são confinados em relação ao meio ambiente mediante uma série de barreiras sucessivas (Figura 41) definidas abaixo, que utilizam o conceito de defesa em profundidade e cuja integridade é garantida através de um conjunto de medidas e sistemas automáticos próprios para esse fim:

- a barreira mais interna dos produtos de fissão é o combustível nuclear, i.e., o próprio dióxido de urânio (UO_2). Na sua maior parte, os produtos que se originam da fissão dos núcleos de urânio ocupam posições vazias na estrutura cristalina da matriz cerâmica do UO_2, onde são retidos. Apenas uma pequena

fração dos fragmentos de fissão voláteis e gasosos é capaz de escapar da estrutura do combustível;

- para impedir que esta parcela que escapa da estrutura do combustível atinja o refrigerante, o dióxido de urânio (em forma de pastilhas) é colocado no interior de tubos de revestimento do combustível, fabricados com uma liga especial de zircônio e estanho, denominada zircaloy 4, e selados com solda estanque a gás;
- apesar do extremo cuidado com que esses tubos são fabricados e dos exames e testes não-destrutivos rigorosos a que são submetidos, não pode ser totalmente descartada a possibilidade de difusões através de microfissuras em algumas varetas de combustível individuais, durante a operação da usina. Por essa razão, os sistemas de purificação e desgaseificação do refrigerante são dimensionados para possibilitar que o reator continue operando com segurança mesmo com algumas poucas varetas de combustível defeituosas. Nesses casos, o sistema de refrigeração do reator se apresenta como uma barreira estanque, evitando a liberação de produtos radioativos para dentro da esfera de contenção; e
- a fim de impedir a liberação não-controlada de produtos radioativos para o meio ambiente na hipótese de vazamentos postulados no sistema de refrigeração do reator, este é envolvido por uma esfera de contenção de aço, estanque. Como esta é a barreira final, deve permanecer plenamente íntegra, caso todas as outras barreiras falhem. Ou seja, é dimensionada para resistir ao mais sério acidente de perda de refrigerante, no qual é assumido que todo o conteúdo do sistema de refrigeração do reator e do lado do circuito secundário de um gerador de vapor se vaporize completamente. A esfera de contenção, por sua vez, está encerrada dentro de um edifício de proteção de concreto armado – denominado Edifício do Reator –, projetado para resistir a terremotos e ondas de pressão.

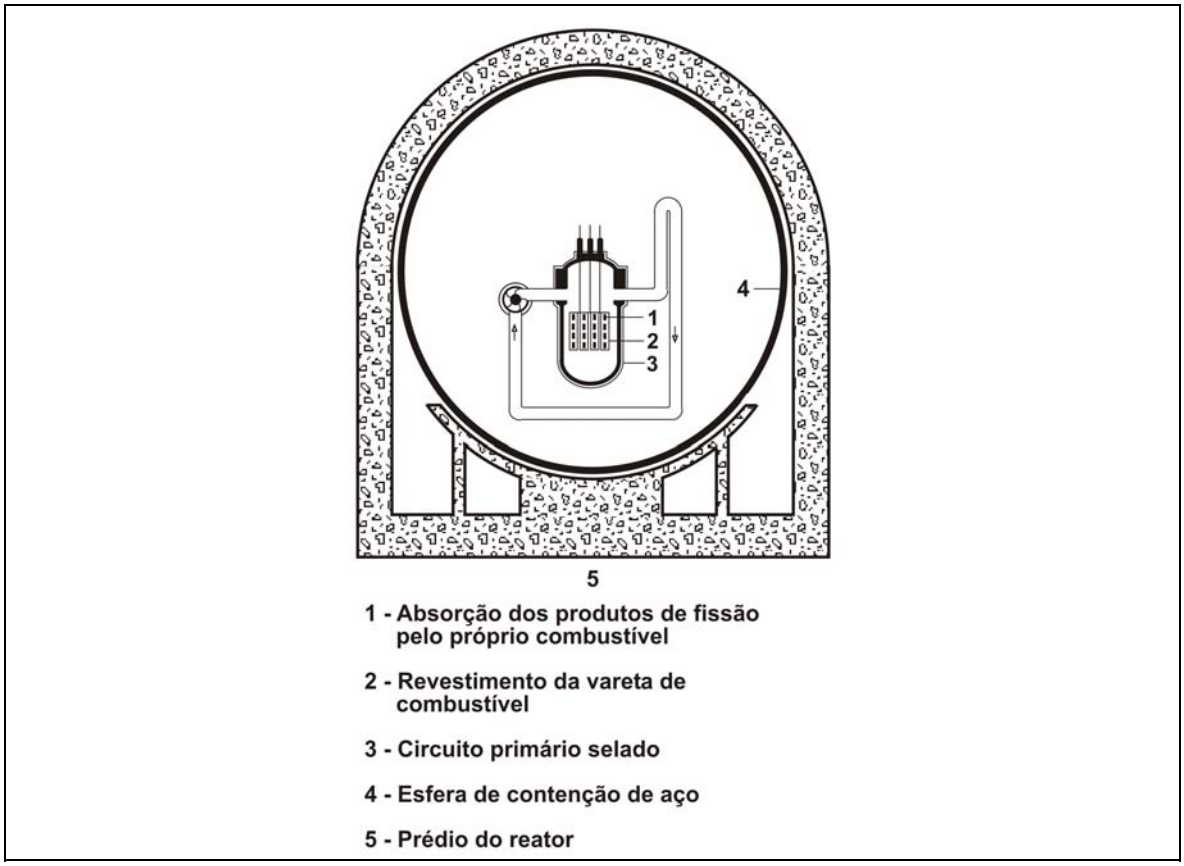


Figura 41 – Barreiras contra liberação de produtos radioativos
Fonte: NATRONTEC (1999a).

Em operação normal, a pressão no interior do envoltório de contenção é mantida inferior à pressão atmosférica externa – visando impedir que produtos radioativos escapem dos seus compartimentos para o meio ambiente – pela exaustão de 5.000 m^3/h de ar, que é devidamente filtrado antes de ser liberado para o meio ambiente pela chaminé de 150 m de altura em relação ao nível do mar. A Figura 42 ilustra os sistemas de ventilação do envoltório da contenção.

A integridade das barreiras de retenção dos produtos radioativos é monitorada mediante medição contínua dos níveis de radioatividade nos vários sistemas e compartimentos.

Além das barreiras acima descritas, existem blindagens de aço e concreto com a finalidade de atenuar a radiação direta proveniente do núcleo do reator e de componentes e locais contaminados.

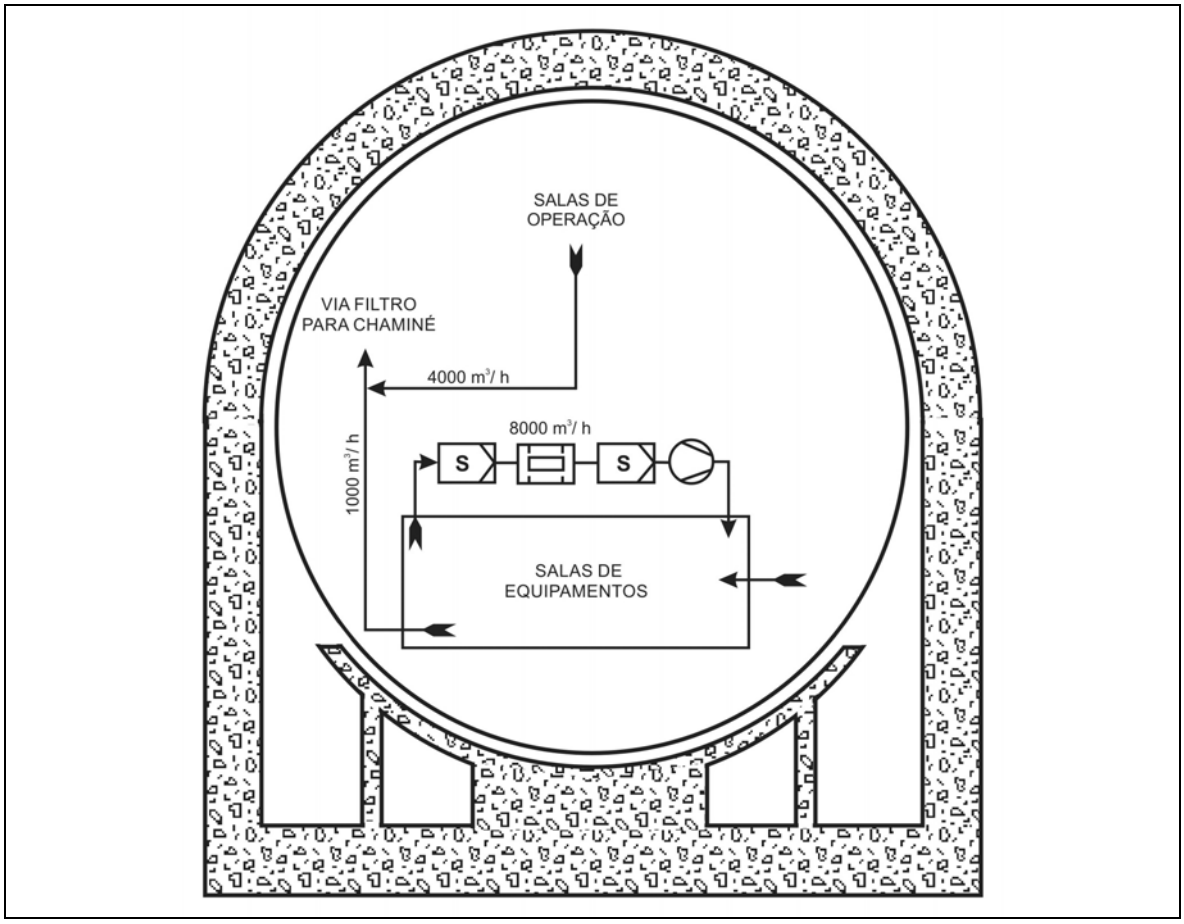


Figura 42 – Sistemas de ventilação do envoltório de contenção
Fonte: NATRONTEC (1999a).

2.13.3 Dispositivos de Segurança Ativos

A eficácia das barreiras precisa ser mantida não só durante a operação normal e sob condições anormais de eventos operacionais transitórios, mas também na hipótese de acidentes mais sérios, de modo que a proteção do pessoal da usina, do público e do meio ambiente esteja assegurada sob todas as circunstâncias. Por esta razão, são tomadas precauções para controlar também aqueles acidentes cuja ocorrência seja tão improvável que, na realidade, não seria necessário postulá-los, tendo em vista o espectro de providências já tomadas para evitá-los.

Para controlar esses acidentes, Angra 3 estará equipada com um sistema especial de segurança, composto por um sistema de proteção do reator e pelos dispositivos de segurança atuados por ele, da mesma forma que já ocorre em Angra 2. O funcionamento do sistema de proteção do reator não depende da identificação da causa da falha, pois elimina as condições anômalas por ele detectadas e evita, assim, a necessidade de uma identificação prévia de todas as causas de falha possíveis, na fase de projeto do sistema.

Para assegurar a alta confiabilidade dos sistemas de segurança ativos, são observados os seguintes princípios de projeto:

Redundância

As conseqüências de falhas simples aleatórias são evitadas mediante a aplicação do princípio da redundância.

A redundância implica em multiplicidade de componentes e sistemas, que são instalados em número maior do que o necessário para cumprir suas funções. Assim, o sistema de remoção de calor residual do núcleo do reator, por exemplo, é do tipo de redundância "2 entre 4", ou seja, se funcionarem pelo menos 2 dos seus 4 trens disponíveis, esse sistema, que propicia o resfriamento de emergência do núcleo será ainda capaz de desempenhar a sua função de segurança.

Nas considerações a respeito da redundância, supõe-se que:

- um trem falhe por causa de uma única falha – falha simples;
- outro trem esteja isolado para manutenção; e
- os dois trens remanescentes sejam 100% capazes de atender as condições anormais.

Diversidade

Com a aplicação desse princípio evitam-se falhas comuns, tais como erros de projeto ou de fabricação em áreas específicas do sistema de proteção do reator.

A diversidade implica na utilização de modalidades diferentes de grandezas físicas de medida, fabricantes de equipamentos, etc. Assim, critérios diversos são avaliados para a iniciação de um desligamento rápido do reator na hipótese de condições anormais. Por exemplo, um aumento da potência do reator é indicado inicialmente por um aumento do fluxo neutrônico, que provoca a elevação da temperatura do refrigerante e, devido à expansão térmica deste, eleva o nível de água no pressurizador do sistema de refrigeração do reator. Só isso já proporciona três critérios diversos para o desligamento rápido do reator.

Separação Física

Para proteção contra falhas que possam afetar os trens redundantes e adjacentes de um sistema, os mesmos são separados fisicamente entre si. Proporciona-se uma proteção estrutural adequada onde componentes não-repetidos devam ser protegidos, ou onde não seja possível ou apropriada a instalação fisicamente separada dos trens redundantes.

Princípio de Falha no Sentido Seguro

Em certos casos, a aplicação do princípio de *fail-safe* proporciona proteção adicional, visto resultar em uma ação no sentido do aumento da segurança. Sempre que possível, os sistemas de segurança são projetados de tal maneira que falhas nos próprios sistemas ou no suprimento de energia elétrica iniciem ações direcionadas para o lado seguro. Por exemplo, as

barras de controle do reator são mantidas fora do reator por eletroímãs. Se faltar suprimento de energia elétrica, as bobinas de acionamento serão desenergizadas, o que ocasiona a queda e inserção das barras de controle no núcleo sob ação da gravidade, provocando o desligamento rápido do reator.

Automação

Ações para o controle de ocorrências anormais são iniciadas automaticamente, independentemente da atenção e da capacidade de tomada de decisões por parte da equipe de operação da usina. Com vistas à diminuição da probabilidade de decisões incorretas tomadas sob pressão nos primeiros minutos após o início da ocorrência, todas as funções essenciais de segurança são operadas automaticamente desde o começo do incidente até no mínimo 30 minutos após. A experiência internacional tem mostrado que o automatismo em usinas nucleares tem contribuído de forma marcante para evitar acidentes passíveis de ocorrer por falhas humanas.

O sistema de proteção do reator monitora continuamente as principais variáveis de processo da usina e inicia contramedidas de segurança, sempre que forem iminentes as condições de risco. Nesses casos, são atuados, conforme necessário, os sistemas de segurança projetados com base nos princípios acima descritos. Alguns dispositivos de segurança ativos estão descritos a seguir:

- o sistema de desligamento rápido do reator - utiliza as barras de controle, sustentadas magneticamente em posição quase totalmente fora do núcleo durante a operação de potência do reator. Além disso, existe um segundo sistema de desligamento distinto, capaz de desligar o reator mediante a injeção de grande quantidade de solução de ácido bórico no refrigerante;
- o sistema de isolamento do envoltório de contenção - veda o mesmo contra a atmosfera externa no decorrer de acidentes em que se espera a presença de produtos radioativos no interior da esfera de contenção. Todas as tubulações de penetração no envoltório de contenção – salvo aquelas utilizadas por sistemas que controlem e mitiguem o acidente em causa– são bloqueadas por, pelo menos, duas válvulas de isolamento montadas em série, uma interna e outra externa à contenção;
- o sistema de resfriamento de emergência do núcleo - apresentado na Figura 43, assume a tarefa de resfriar o núcleo do reator nas paradas da usina e também na hipótese de acidentes com perda de refrigerante. Em caso de acidente com pequenas perdas de refrigerante – denominado, em inglês, de *small LOCA* – atuam as bombas do subsistema de injeção de segurança, de alta pressão, para compensar essas pequenas perdas, de forma a manter a pressão do sistema de refrigeração do reator. Durante a fase final do processo de resfriamento e despressurização do sistema de refrigeração do reator, nas paradas da usina, e em caso de acidente com grandes perdas de refrigerante e despressurização do

sistema de refrigeração do reator – denominado, em inglês, de *large LOCA* – atuam as bombas do subsistema de remoção de calor residual, de baixa pressão;

- sistema de água de alimentação de emergência - se os circuitos de água e/ou de vapor do circuito secundário forem afetados por um acidente com falha do sistema de água de alimentação normal dos geradores de vapor, esse sistema de emergência garantirá o suprimento continuado de água para os geradores de vapor, assegurando, dessa forma, a manutenção da fonte fria do sistema de refrigeração do reator; e
- o sistema de suprimento de energia elétrica de emergência – grupos Diesel-geradores de partida rápida garantem a pronta alimentação dos sistemas da usina relacionados com a segurança em caso de blecaute, ou seja, de falha de alimentação elétrica da usina pelo gerador e pela subestação/linhas de transmissão de 138 kV.

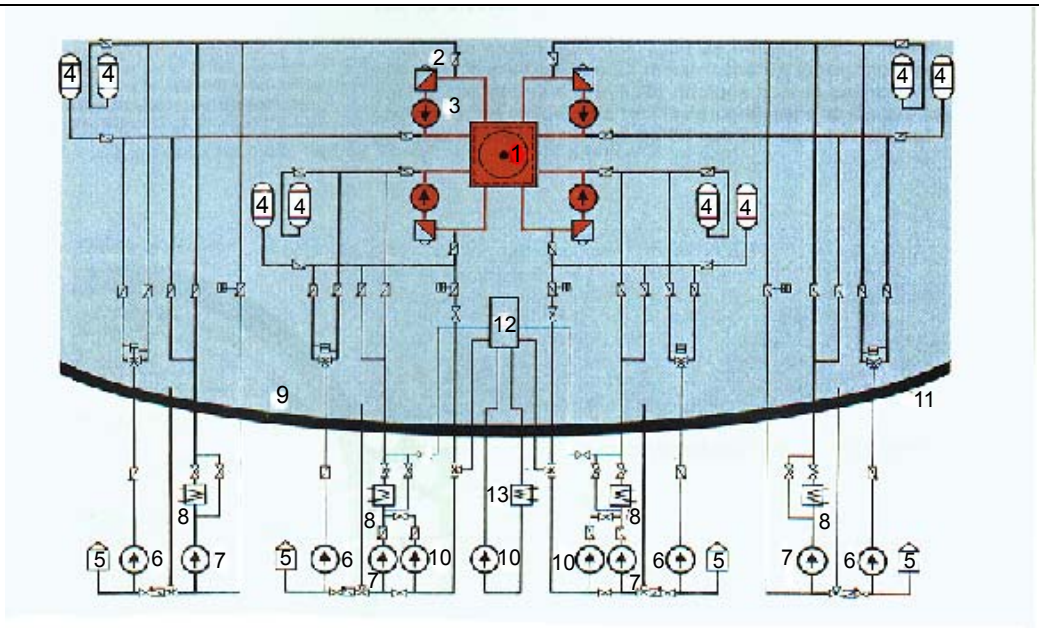

1 - Reator
2 - Gerador de vapor
3 - Bomba de refrigeração do reator
4 - Acumulador
5 - Tanque de água borada
6 - Bomba de injeção de segurança
7 - Bomba de remoção de calor residual
8 - Trocador de calor residual
9 - Poço de coleta do edifício do reator
10 - Bomba de refrigeração da piscina de combustível
11 - Contenção
12 - Piscina de elementos combustíveis
13 - Trocador de calor da piscina de elementos combustíveis.

Figura 43 – Sistema de resfriamento de emergência do núcleo do reator.
Fonte: NATRONTEC (1999a)

2.13.4 Fatores Humanos

As interações humanas provocam mais ou menos erros, conforme o tipo de sistema operado, que podem conduzir a variados tipos de acidentes. Estatísticas diversas indicam que na aviação, de 60 a 87% dos casos de quedas de aparelhos, essas são causadas por erro humano; na indústria química 80 a 90% dos incidentes envolvem o elemento humano e na indústria nuclear a contribuição do erro humano para a falha de sistemas durante a seqüência do acidente é de 50 a 85%, de acordo com o documento WASH-1400 (NUREG-75/014, OCT/75).

Além dos princípios de segurança aplicados a usinas nucleares e descritos anteriormente, as mesmas são projetadas e construídas levando-se em conta a otimização dos aspectos da interface homem-máquina, particularmente no projeto de salas e painéis de controle, de maneira a facilitar a atuação dos operadores e assim diminuir a ocorrência de incidentes ou acidentes provocados por erros humanos.

Na usina de Angra 3, assim como já ocorre em Angra 1 e 2, a operação será conduzida por uma equipe de operadores em turnos de 8 horas: cada turno, com um supervisor e um encarregado, licenciados como Operadores Sênior de Reator (OSR); operadores de painel licenciados como Operador de Reator (OR) e operadores de campo. Adicionalmente, fazem parte da equipe da usina Supervisores de Proteção Radiológica licenciados; técnicos de proteção radiológica; químicos e radioquímicos; encarregados da manutenção mecânica, elétrica, e de instrumentação e controle; mecânicos, eletricistas, instrumentistas e engenheiros de sistemas, além da equipe de engenharia de apoio e administrativa.

Como condição fundamental para garantir a segurança operacional e um elevado fator de disponibilidade da usina, todos esses técnicos são submetidos a prolongados cursos gerais e específicos, administrados e conduzidos por especialistas nas instalações do Centro de Treinamento Avançado com Simulador (CTAS), situado na vila residencial de Mambucaba, com duração em média de dois a três anos.

Adicionalmente, o pessoal a ser licenciado como Operador Sênior de Reator e operador de reator, incluindo equipe de operação, chefias da usina e alguns engenheiros das áreas de suporte técnico, deve passar, conforme norma da CNEN, por treinamento em um simulador integral específico desta usina (*full-scope simulator*), instalado no CTAS desde maio de 1985. Esse simulador, que é uma réplica da sala de controle, contém praticamente toda a instrumentação da usina e pode reproduzir o mesmo comportamento dinâmico observado na operação normal, anormal e emergencial da mesma. Esse treinamento é altamente especializado e ministrado no idioma nacional por instrutores brasileiros.

O treinamento do pessoal técnico licenciável – Operadores Sênior de Reator, Operadores de Reator e Supervisores de Proteção Radiológica – inclui também o denominado treinamento em-serviço (*on-the-job-training*) em usinas semelhantes de outros países, caso dos gerentes e operadores, e em Angra 1, caso dos supervisores de proteção radiológica. Além

disso, toda a equipe técnica irá participar dos testes pré-operacionais e operacionais de Angra 3, na sua fase de comissionamento.

O treinamento em simulador está consagrado como a ferramenta mais eficaz e econômica para o desenvolvimento e manutenção da competência da equipe de operação da usina. Isso porque fatores econômicos e de segurança tornam impraticável a realização de manobras freqüentes em uma usina nuclear, tais como partida, parada e variações de carga, como também o treinamento em condições de mau funcionamento, reproduzindo condições anormais e de acidente. O instrutor do simulador conta com a facilidade de poder simular, além da operação de partida e parada normal, toda uma série de condições de funcionamentos anormais e de emergência da usina. O treinamento é ministrado para grupos de quatro pessoas em regime de turno, de forma a reproduzir no simulador a atuação da equipe da sala de controle da usina – um supervisor e um encarregado de turno e dois operadores de painel – e visa a sua familiarização com o comportamento da usina nas diversas situações operacionais. As condições que simulam os mais variados tipos de eventos são introduzidas durante o treinamento, sem que os operadores tomem conhecimento prévio das mesmas.

Além do treinamento do pessoal de operação de Angra 2, o simulador em questão foi muito usado para treinamento de pessoal de operação e gerência de usinas da Alemanha, Suíça, Espanha e Argentina, sob a orientação e controle dos próprios instrutores da Eletronuclear, vários dos quais iniciaram suas carreiras de instrutores durante as fases de projeto e fabricação da usina. Esses instrutores brasileiros que ministram cursos de treinamento para pessoal licenciável e de suporte técnico de outros países, desenvolveram alto nível de competência e alto grau de especialização. Essa considerável experiência adquirida será extremamente benéfica para o treinamento dos gerentes-chave, operadores e especialistas de Angra 3.

A operação das usinas nucleares obedece a rígidos procedimentos escritos, revisados e aprovados periodicamente, no sentido de minimizar as falhas humanas. São procedimentos administrativos, de operação normal, de operação anormal, de emergência, de testes, de manutenção, de proteção radiológica, de controle e garantia da qualidade, e de proteção física, entre outros.

Assim, é importante salientar que, sendo o simulador do CTAS um simulador específico para usinas similares a Angra 3, todos os procedimentos operacionais poderão ser testados e validados, antes mesmo de sua utilização na usina, o que contribuirá para reduzir possíveis erros humanos operacionais por eventuais deficiências dos próprios procedimentos.

O simulador é também um excelente instrumento para a análise e a avaliação das árvores de eventos utilizadas para estudos de avaliação probabilística de segurança. A presença do simulador, próximo ao local onde se encontra a usina, facilita enormemente a análise de eventos operacionais, contribuindo para a experiência operacional de Angra 3 e para a minimização da ocorrência de acidentes provocados por erros humanos.

Dentre as equipes técnicas a serem submetidas a cursos de treinamento, somente os operadores sênior de reator, os operadores de reator e os supervisores de proteção radiológica serão licenciados pela CNEN, sendo o treinamento em simulador aplicado apenas para operadores. Estes deverão satisfazer os requisitos das normas CNEN-NE 1.01 - "Licenciamento de Operadores de Reatores Nucleares", CNEN-NE 1.06 - "Requisitos de Saúde para Operadores de Reatores Nucleares" e CNEN-NE 3.03 - "Certificação da Qualificação de Supervisores de Radioproteção". Os exames escritos e prático-orais, conduzidos pela CNEN, serão realizados nas instalações do CTAS e na própria usina. Uma vez aprovado, o pessoal licenciável receberá a licença de Operador de Reator e licença de Operador Sênior de Reator, com validade de dois anos.

Os Operadores Sênior de Reator e os Operadores de Reator serão retreinados obrigatoriamente a cada período de dois anos, porém o retreinamento no simulador será anual, ocasião em que serão simuladas as condições de operação anormais, incidentais e acidentais, de modo a mantê-los ativos no conhecimento e na resposta a essas circunstâncias e capazes de gerenciar bem as situações de emergência da usina.

O pessoal técnico licenciável (OPERADORES SÊNIOR DE REATOR, OPERADORES DE REATOR e SUPERVISORES DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA) será submetido a treinamento que inclui o denominado "treinamento em serviço" (*on-the-job training*) em usinas semelhantes. No caso de Angra 3, o "treinamento em serviço", na fase pré-operacional, ocorrerá em Angra 2. Além disso, toda a equipe técnica participará dos testes pré-operacionais e operacionais, durante o comissionamento de Angra 3.

2.13.5 Cultura de Segurança

2.13.5.1 Aspectos Gerais

A relevância da segurança em instalações nucleares é considerada desde o início do uso pacífico da energia nuclear. Mas foi no fim dos anos 70, devido à ocorrência do acidente de *Three Miles Island* (TMI 2), que essa relevância aumentou.

O termo "Cultura de Segurança" foi primeiramente introduzido pelo Grupo Internacional sobre Segurança – INSAG/AIEA, no relatório *INSAGs Summary Report on the Post-Review Meeting on the Chernobyl Accident*, sobre o acidente de Chernobyl 4, publicado em 1986 pela Agência Internacional de Energia Atômica - AIEA como *Safety Series No. 75 - INSAG 1* e posteriormente complementado no *Safety Series No. 75 - INSAG 3*, publicado em 1988.

O Grupo Internacional sobre Segurança – INSAG/AIEA define o termo "Cultura de Segurança" como o conjunto de características e atitudes vigentes nas organizações que estabelece, como prioridade absoluta, que os assuntos relacionados com a segurança de instalações nucleares recebam atenção compatível com a importância dos mesmos.

Considera esse mesmo Grupo ainda, que qualquer problema em uma instalação nuclear envolve falhas humanas e que qualquer organização com responsabilidades sobre a segurança nuclear, deve implementar e manter uma Cultura de Segurança, com a intenção de evitar ou diminuir a ocorrência de erros humanos, bem como para trazer benefícios decorrentes do aspecto positivo da ação humana na detecção e eliminação de problemas potenciais que possam causar impacto na segurança.

O aspecto mais positivo do uso, como um princípio gerencial fundamental, da "Cultura de Segurança", é que as organizações e os indivíduos prestem atenção ampla à segurança.

Aspectos relevantes da "Cultura de Segurança" que incluem a dedicação e a responsabilidade de todas as pessoas envolvidas, com uma mentalidade impregnada desta cultura, resultam em:

- atitude de permanente questionamento;
- prevenção da complacência;
- comprometimento com a excelência; e
- promoção da responsabilidade pessoal e da autoregulamentação institucional dos assuntos de segurança.

Uma "Cultura de Segurança" engloba atitudes, hábitos pessoais e estilos de organizações, que são aspectos geralmente intangíveis que levam, no entanto, a manifestações tangíveis, sendo a sua meta principal utilizar tais manifestações tangíveis para o desenvolvimento de meios que permitam chegar ao que seja fundamental.

As boas práticas da "Cultura de Segurança" em si, embora componentes essenciais, não são suficientes, se aplicadas mecanicamente. Deve-se ir além da implementação pura e simples dessas boas práticas, de tal modo que todas as obrigações importantes relacionadas com a segurança sejam desempenhadas de modo satisfatório e com:

- a devida atenção,
- o pensamento correto,
- o perfeito entendimento,
- o julgamento adequado; e
- a justa percepção da responsabilidade.

A atenção para a segurança envolve ainda outros elementos, tais como:

- a consciência individual da importância da segurança,
- o conhecimento e a competência,
- a motivação,
- a supervisão,

- a responsabilidade, etc..

Ainda no contexto dos dispositivos universais da Cultura de Segurança, é importante salientar que ela depende dos seguintes aspectos:

- requisitos de nível político, em relação aos quais são estabelecidas as bases da Cultura de Segurança;
- requisitos de gerenciamento, para o estabelecimento das práticas de uma efetiva Cultura de Segurança, de acordo com a política de segurança e objetivos da organização;
- resposta dos indivíduos que se esforcem pela excelência em assuntos que afetam a segurança nuclear, caracterizada por uma atitude de questionamento, e um rigoroso e prudente processo de reconhecimento e mais,
- a comunicação, cujo resultado final traduz-se numa contribuição maior para a segurança.

São três os objetivos principais de segurança aplicáveis a uma usina nuclear, a saber:

a) Objetivo Geral de Segurança Nuclear: proteger as pessoas envolvidas com a operação da usina, a sociedade circunvizinha e o meio ambiente pela implantação e manutenção de mecanismos de defesa contra riscos de acidentes radiológicos.

b) Objetivo da Proteção Radiológica: assegurar que, em operação normal na usina nuclear, a exposição à radiação ou as liberações de materiais radioativos sejam mantidas em níveis tão baixos quanto possíveis (ALARA), abaixo dos limites pré-estabelecidos e assegurar a minimização da exposição à radiação nos casos de acidentes.

c) Objetivos Técnicos da Segurança, os quais são:

- Prevenir, com alto grau de confiabilidade, a ocorrência de acidentes na usina nuclear; assegurar que todos os acidentes considerados no projeto da usina, mesmo aqueles com baixa probabilidade de ocorrência mas com conseqüências radiológicas, caso existam, serão minimizados; e assegurar que os acidentes severos, com sérias conseqüências radiológicas, terão possibilidades extremamente baixas de ocorrência; e
- Prevenir acidentes deve ser a preocupação maior de projetistas e operadores da usina nuclear, que é conseguida pela utilização de estruturas, componentes, sistemas e procedimentos confiáveis na usina, operada por pessoal que tenha desenvolvido uma forte Cultura de Segurança.

2.13.5.2 Na Eletronuclear

Desde 1997, a Eletronuclear formalizou sua Política de Segurança, onde estabeleceu seus princípios, compromissos, objetivos e tudo o mais relacionado com a segurança,

inclusive as diretrizes que norteiam a base conceitual da sua "Cultura de Segurança", ou seja, o *Safety Series no. 74 – INSAG 4: Safety Culture, da AIEA*.

No final de 1999 e início de 2000, implementou-se uma auto-avaliação de "Cultura de Segurança", com suporte operacional da AIEA, a partir do qual foi desenvolvido um programa de melhorias.

Desde então, várias ações para a melhoria contínua de sua "Cultura de Segurança", foram realizadas:

- Implementou-se um programa tri-anual de Avaliações Externas e de Auto-Avaliação para as duas usinas em operação, Angra 1 e Angra 2;
- Mantém-se um ciclo intenso de palestras de "Cultura de Segurança";
- Participa-se de missões externas, em conjunto com a WANO e a AIEA;
- Participa-se de encontros internacionais de "Cultura de Segurança";
- Organizou-se, em conjunto com a AIEA, uma Conferência Internacional de Cultura de Segurança, em dezembro de 2002, no Rio de Janeiro;
- Organizou-se um *workshop* em novembro de 2003, para os seus diretores e gerentes em geral; e
- Incluiu-se seminários de "Cultura de Segurança" na formação e retreinamento dos seus empregados em geral.

2.13.6 Experiência em Usinas Semelhantes

Em Angra 3 utilizar-se-á o método de Gerenciamento do Processo de Experiência Operacional Externa (EOE), atualmente utilizado pela Eletronuclear nas Unidades 1 e 2 da CNAAA, que busca o uso eficiente e efetivo das experiências externas obtidas em plantas similares e, conseqüentemente, tem por objetivo o aumento da segurança e da confiabilidade nas operações das usinas.

O processo de EOE consiste basicamente em analisar a aplicabilidade das informações e, se houver relevância operacional, avaliá-las e divulgá-las para as diferentes áreas de apoio técnico e a todos os funcionários envolvidos. A partir daí, são implementadas medidas preventivas para evitar a ocorrência de eventos similares.

São considerados no processo de EOE os diferentes organismos internacionais geradores de informações (por exemplo: WANO, INPO, VGB) e os fabricantes *Westinghouse* (Angra 1) e *Framatome* (Angra 2 e 3), bem como a troca de experiências entre as diferentes Unidades da CNAAA.

Acrescente-se a isso que, a Eletronuclear é associada ao EPRI (*Electric Power Research Institute*), instituto que desenvolve pesquisas em várias áreas, muitas das quais

destinadas à solução de problemas identificados através da experiência operacional de plantas nucleares.

2.14 SITUAÇÃO DA ENERGIA NUCLEAR NO MUNDO

Desde a crise do petróleo de 1979, o consumo de energia elétrica no mundo tem crescido mais rapidamente do que o de outras fontes, tendo passado de 7.418 TWh, em 1980, para 12.833 TWh, em 1999, o que correspondeu a um crescimento médio anual de 2,9%. No mesmo período, o consumo total de energia primária cresceu a uma taxa média anual de 1,5%, o de petróleo, 0,9%, o de carvão, 0,7%, e o de gás natural, 2,5%.

Embora tenha começado a ser empregada há menos de quarenta anos, a energia nuclear já é a segunda maior fonte de energia elétrica em países integrantes da *Organization for Economic Cooperation and Development* (OECD), com uma participação de 24% no total gerado (Figura 44 (b)), e a terceira fonte mais utilizada no mundo, com uma participação de 17% (Figura 44 (a)), juntamente com a energia de origem hidrelétrica, cuja tecnologia vem sendo empregada há cerca de um século e que, por razões econômicas e ambientais, tem suas perspectivas de aumento limitadas.

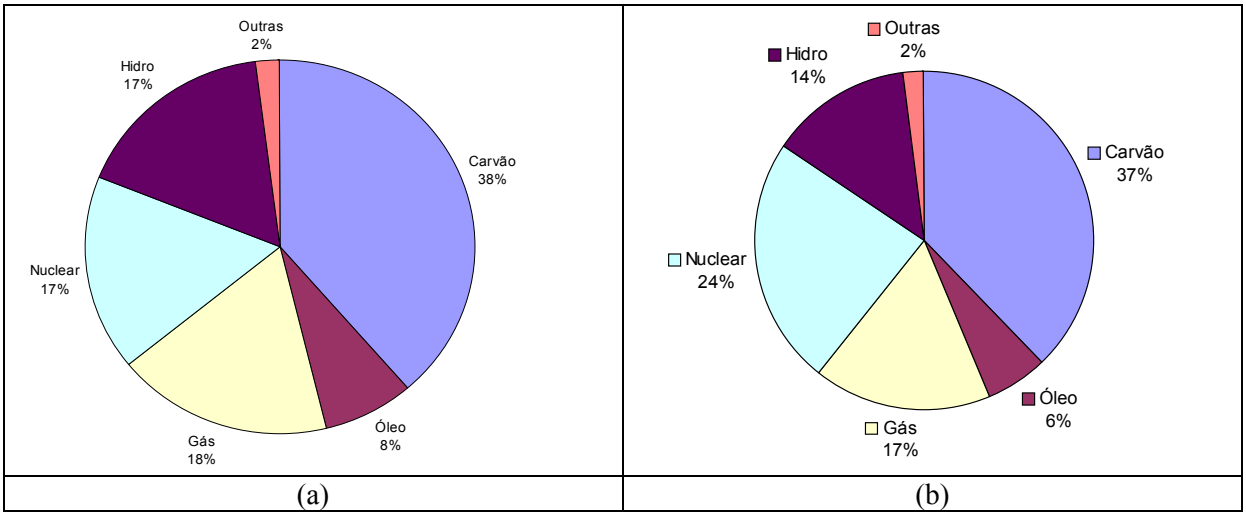


Figura 44 – (a) Mundo e (b) OCDE – Composição da energia elétrica gerada - 2003
Fonte: IEA – International Energy Agency

A Tabela 65 mostra a evolução da geração de energia elétrica no mundo no período 1951-1999, segundo sua origem, verificando-se que o crescimento da geração de energia nuclear foi superior ao de todas as demais fontes. Na Figura 45 é comparado o crescimento da geração hidrelétrica com o da geração térmica no período 1980-2000.

Tabela 65 – Mundo – Evolução da geração de energia elétrica - 1951-1999.

Discriminação	Período	Térmica	Hidrelétrica	Nuclear	Outras	Total
Geração (TWh)	Até 1950	9.600	6.400	-	100	16.100
	1951-1960	10.900	5.400	-	-	16.300
	1961-1970 (A)	26.500	9.400	400	-	36,.300
	1971-1980 (B)	46.900	14.700	4.000	-	65.600
	1981-1990 (C)	65.400	19.600	14.100	200	99.300
	1991-1999 (D)	72.400	22.000	19.900	1.300	115.600
	Total	231.700	77.500	38.400	1.600	349.200
Crescimento (%)	D/A	2,7	2,3	49,8	-	3,2
	D/B	1,5	1,5	5,0	-	1,8
	D/C	1,1	1,1	1,4	6,5	1,2

Fonte: UN Energy Statistics Year-books e US DOE/EIA-AIEA Energy & Economic Data Base.

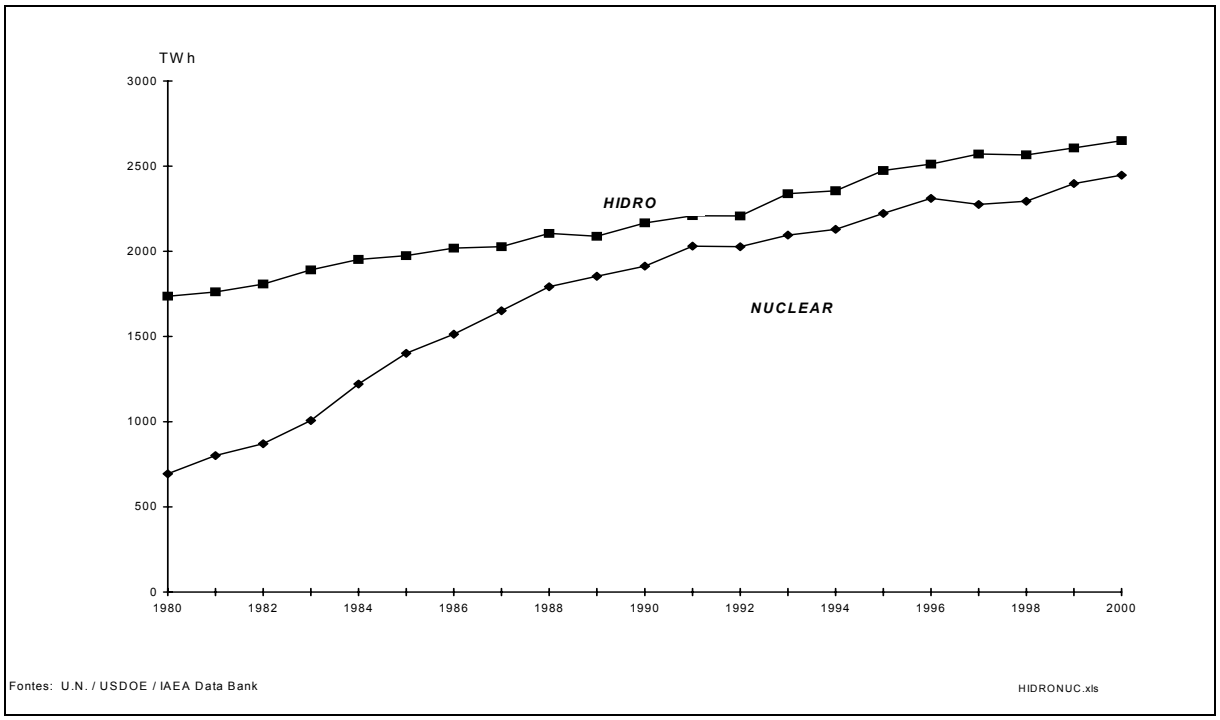


Figura 45 – Mundo – Evolução da geração hidrelétrica e nuclear - 1980-2000.
Fontes: U.N. / USDOE / IAEA

A geração de energia nuclear líquida no mundo em 2003 foi de 2.527,15 TWh, com o emprego de 439 reatores (Tabela 66). Esse valor é da mesma ordem de grandeza da energia elétrica gerada no mundo por todas as fontes em 1960 (2.306 TWh) e representa quase oito vezes a energia elétrica bruta gerada no Brasil em 2000, também por todas as fontes (323 TWh).

Tabela 66 – Mundo – Composição do parque gerador de energia nuclear – 2003.

País	Usinas em operação		Capacidade Instalada		Geração (em 2003)	
	Unidades	%	MWe	%	MWh	%
África do Sul	2	0,46	1.930,00	0,50	13.244.190	0,52
Alemanha	18	4,10	21.693,00	5,61	165.087.397	6,53
Argentina	2	0,46	1.005,00	0,26	1.989.413	0,08
Armênia	1	0,23	408,00	0,11	1.729.814	0,07
Bélgica	7	1,59	6.101,00	1,58	47.379.239	1,87
Brasil	**2**	**0,46**	**2.007,00**	**0,52**	**13.336.037**	**0,53**
Bulgária	4	0,91	2.880,00	0,74	17.277.709	0,68
Canadá	17	3,87	15.426,00	3,99	75.668.456	2,99
China	9	2,05	6.587,00	1,70	41.589.000	1,65
Coréia do Sul	19	4,33	16.768,00	4,33	129.639.156	5,13
Eslováquia	6	1,37	2.640,00	0,68	17.885.398	0,71
Eslovênia	1	0,23	707,00	0,18	5.207.279	0,21
Espanha	9	2,05	7.895,00	2,04	61.894.663	2,45
EUA	104	23,69	104.779,00	27,08	695.578.978	27,52
Finlândia	4	0,91	2.760,00	0,71	22.731.066	0,90
França	59	13,44	66.042,00	17,07	441.100.059	17,45
Holanda	1	0,23	480,00	0,12	4.018.109	0,16
Hungria	4	0,91	1.866,00	0,48	11.031.410	0,44
Índia	14	3,19	2.720,00	0,70	18.266.125	0,72
Japão	54	12,30	45.742,00	11,82	230.078.000	9,10
Lituânia	2	0,46	3.000,00	0,78	15.482.360	0,61
México	2	0,46	1.350,00	0,35	10.501.508	0,42
Paquistão	2	0,46	462,00	0,12	1.963.722	0,08
Reino Unido	23	5,24	13.760,00	3,56	90.570.830	3,58

País	Usinas em operação		Capacidade Instalada		Geração (em 2003)	
	Unidades	%	MWe	%	MWh	%
República Tcheca	6	1,37	3.760,00	0,97	24.400.653	0,97
Romênia	1	0,23	706,00	0,18	4.905.663	0,19
Rússia	30	6,83	22.266,00	5,75	148.608.209	5,88
Suécia	11	2,51	9.844,00	2,54	68.366.902	2,71
Suíça	5	1,14	3.352,00	0,87	27.300.506	1,08
Formosa (Taiwan)	6	1,37	5.144,00	1,33	38.891.575	1,54
Ucrânia	14	3,19	12.880,00	3,33	81.422.301	3,22
Total	439	100	386.960,00	100,00	2.527.145.727	100,00

Fonte: AIEA, PRIS Data Bank. Nucleonics Week (Volume 45, Nº 7, 12/feb/2004). Nucleonics Week (Volume 45, Nº 42, 14/oct/2004).

Analisando-se ainda a geração mundial de energia nuclear (Tabela 66), observa-se que Estados Unidos, França, Japão, Rússia e Alemanha detêm 60,36% das usinas nucleares existentes no mundo, 67,33% da capacidade instalada e 66,48% da energia nuclear gerada. O Brasil, com duas usinas, 2.007 MWe de capacidade instalada e 13,34 TWh gerados, detém percentuais em termos mundiais de 0,46%, 0,52% e 0,53%, respectivamente.

Quanto à participação da energia nuclear na geração de energia elétrica, França e Lituânia são os países em que ela é mais alta, situando-se acima de 70% (Tabela 67) em 2003, seguindo-se Bélgica e República Eslovaca, com participação acima de 50%, e Ucrânia, Suécia, República da Coréia e Eslovênia, com participação acima de 40%. No Brasil, a energia nuclear participa com 4,2% da energia elétrica total gerada.

Tabela 67 – Mundo – Participação da energia nuclear na geração de energia elétrica - 1990-2003.

País (*)	Participação (%)												
	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2002	2003
França	74,5	72,7	72,9	77,7	75,3	76,1	77,4	78,2	75,8	75,0	76,4	77,6	77,7
Lituânia (a)	-	-	80,0	87,2	76,4	85,6	83,4	81,5	77,2	73,1	73,7	78,0	79,9
Bélgica	60,1	59,3	59,9	58,9	55,8	55,5	57,2	60,1	55,2	57,7	56,8	57,3	55,5
República Eslovaca (b)	-	-	49,5	53,6	49,1	44,1	44,5	44,0	43,8	47,0	53,4	57,4	57,4
Ucrânia (a)	-	-	25,0	32,9	34,2	37,8	43,8	46,8	45,4	43,8	47,3	45,7	45,9
Bulgária	35,7	34,0	32,5	36,9	45,6	46,4	42,2	45,4	41,5	47,1	45,0	47,3	37,7
República da Coréia	49,1	47,5	43,2	40,3	35,5	36,1	35,8	34,1	41,4	42,8	40,7	38,6	40,0

País (*)	Participação (%)												
	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2002	2003
Hungria	51,4	48,4	46,4	43,3	43,7	42,3	40,8	40,0	35,6	38,3	40,6	36,1	32,7
Suécia	45,9	51,6	43,2	42,0	51,1	46,6	52,4	46,2	45,8	46,8	39,0	45,7	49,6
Suíça	42,6	40,0	39,6	37,9	36,8	39,9	44,5	40,6	41,1	36,0	38,2	39,5	39,7
Eslovênia (c)	-	-	34,6	43,3	38,0	39,5	37,9	39,9	38,3	37,2	37,4	40,7	40,4
Japão	27,1	23,8	27,7	30,9	30,7	33,4	34,0	35,2	35,9	34,7	33,8	34,5	25,0
Armênia	-	-	-	-	-	-	36,7	25,7	24,7	36,4	33,0	40,5	35,5
Finlândia	35,0	33,3	33,2	32,4	29,5	29,9	28,1	30,4	27,4	33,1	32,2	29,8	27,3
Alemanha (d)	-	27,6	30,1	29,7	29,3	29,6	30,3	31,8	28,3	31,2	30,6	29,9	28,1
Espanha	35,9	35,9	36,4	36,0	35,0	34,1	32,0	29,3	37,2	31,0	27,6	25,8	23,6
Formosa (Taiwan) (e)	35,2	37,8	35,4	33,5	33,5	28,8	29,1	26,4	24,8	25,3	23,6	-	-
Reino Unido	19,7	20,6	23,2	26,3	25,8	24,9	26,0	27,5	27,1	28,9	21,9	22,4	23,7
República Tcheca (b)	-	-	20,7	29,2	28,2	20,1	20,0	19,3	20,5	20,8	20,1	24,5	31,1
Estados Unidos	20,6	21,7	22,3	21,2	22,0	22,5	21,9	20,1	18,7	19,8	19,8	20,3	19,9
Rússia (a)	-	-	11,8	12,5	11,4	11,8	13,1	13,6	13,1	14,4	15,0	16,0	16,5
Canadá	14,8	16,4	15,2	17,3	19,1	17,3	16,0	14,2	12,4	12,4	11,8	12,3	12,5
Romênia	-	-	-	-	-	-	1,8	9,7	10,4	10,7	10,9	10,3	9,3
Argentina	19,8	19,1	19,2	14,2	13,8	11,8	11,4	11,4	10,0	9,0	7,3	7,2	8,6
África do Sul	5,6	5,9	6,0	4,5	5,7	6,5	6,3	6,5	7,3	7,1	6,6	5,9	6,0
Holanda	4,9	4,9	4,9	5,1	4,9	4,9	4,8	2,8	4,1	4,3	4,0	4,0	4,5
México	2,6	3,6	3,2	3,0	3,2	6,0	5,2	6,5	5,4	5,2	3,9	4,1	5,2
Índia	2,2	1,8	3,3	1,9	1,4	1,9	2,2	2,3	2,5	2,7	3,1	3,7	3,3
Brasil	**1,0**	**0,6**	**0,7**	**0,2**	**0,0**	**1,0**	**0,7**	**1,1**	**1,1**	**1,3**	**1,9**	**4,0**	**4,2**
Paquistão	1,1	0,8	1,2	0,9	1,0	0,9	0,6	0,7	0,7	0,1	1,7	2,5	2,4
China	-	-	0,1	0,3	1,5	1,2	1,3	0,8	1,2	1,2	1,2	1,4	2,2
Cazaquistão (a)	-	-	0,6	0,5	0,6	0,1	0,2	0,3	0,2	-	-	-	-

(*)As falhas nos dados devem-se aos fatos de os países ainda integrarem (a) a União Soviética, (b) a Tchecoslováquia e (c) a Iugoslávia no período, (d) o território alemão só ter sido reunificado em outubro de 1990 e (e) dados não disponibilizados pelo país.

Fonte: AIEA, Power Reactors Information System (PRIS)

3 ANÁLISE DAS ALTERNATIVAS LOCACIONAIS

3.1 ANÁLISE DAS ALTERNATIVAS LOCACIONAIS

Com base em estudos locacionais desenvolvidos ao longo do litoral entre o Rio de Janeiro e São Paulo, a partir de 1969, o Departamento Nacional de Águas e Energia Elétrica – DNAEE, emitiu a Portaria Nº. 114, de 13.07.1970, autorizando a instalação da Usina de Angra I no Distrito de Cunhambebe, no Município de Angra dos Reis, RJ.

Os critérios para a seleção da área, obedeceram as "Normas para Escolha de Locais para Instalações de Reatores de Potência", baixadas pela CNEN em 1969.

Posteriormente, pelo despacho PR4840/74, de 03.06.84, exarado na Exposição de Motivos Nº. 300, do Ministério de Usinas e Energia, o então Presidente da República autorizou a construção, na CNAAA, da segunda Unidade, Angra 2.

Em 13.06.1975, pelo Decreto Presidencial Nº. 75.870, foi autorizada a implantação e construção da terceira unidade no mesmo sítio.

3.2 ANÁLISE DAS ALTERNATIVAS TECNOLÓGICAS

A decisão sobre a escolha da tecnologia nuclear a ser adotada vem de concorrência internacional, em 1971, quando diversas tecnologias foram apresentadas:

- tipo a água pressurizada (*pressurized water reactor,* PWR),
- tipo a água fervente (*boiling water reactor*, BWR) e
- tipo água pesada (*steam-generating heavy-water reactors*, SGHWR).

Neste sentido, a empresa vitoriosa foi a que indicou maior participação da indústria nacional no fornecimento de componentes. Daí, concluiu-se que a viabilidade de uma infra-estrutura industrial nuclear deveria basear-se em um único tipo e tecnologia, resultado de um programa nuclear.

Num aspecto comparativo de capacidade instalada líquida, os reatores resfriados e moderados a água leve representavam 88% do total em operação em 2000, sendo 65% do tipo PWR. Ou seja, o domínio tecnológico, a segurança e o desempenho operacional foram fatores que implicaram na decisão por este tipo de tecnologia (PWR) frente a outros tipos tecnológicos.

4 ÁREAS DE INFLUÊNCIA DO EMPREENDIMENTO

A área de influência de um empreendimento para um estudo ambiental pode ser descrita como o espaço passível de alterações em seus meios físico, biótico e/ou socioeconômico, decorrentes da sua implantação e/ou operação.

A delimitação das áreas de influência é determinante para todo o trabalho, uma vez que somente após esta etapa, é possível orientar as diferentes análises temáticas, bem como a intensidade dos impactos e a sua natureza.

Na definição das áreas de estudo, foram levadas em conta, entre outras, as seguintes variáveis:

- características e abrangência da Unidade 3 da CNAAA (Angra 3);
- bacias hidrográficas;
- planaltimetria da região;
- dados meteorológicos;
- rede de pontos do sistema de monitoração pré-operacional e operacional da CNAAA;
- experiências de estudos ambientais anteriores. Ex: EIA da Unidade 2 da CNAAA - Angra 2 (NATRONTEC, 1999a);
- plano de Ação de Emergência da CNAAA;
- possíveis interferências com as comunidades do entorno; e
- legislação ambiental pertinente.

4.1 ÁREA DE INFLUÊNCIA INDIRETA – AII

A AII, para este estudo, foi definida como a área limitada por uma circunferência de raio 50 quilômetros (AII – 50 km) e centro no local previsto para a construção do reator da Unidade 3 da CNAAA (Anexo 2 – Mapa 02 – Área de Influência Indireta (AII-50 km)).

Nos estudos do meio socioeconômico, a AII abrangeu parcialmente ou totalmente a área de 14 municípios, pertencentes aos Estados do Rio de Janeiro e de São Paulo: Ubatuba, Cunha, Lorena, Silveiras, Areias, São José do Barreiro, Araperi e Bananal, integrantes da mesorregião Vale do Paraíba, e Parati, Angra dos Reis, Mangaratiba, Rio Claro, Barra Mansa e Resende, pertencentes à mesorregião Sul Fluminense.

4.2 ÁREA DE INFLUÊNCIA DIRETA – AID

Para este estudo, foram definidas duas áreas de influência direta. As duas limitadas por circunferências centradas no local previsto para a instalação do reator da Unidade 3 da CNAAA, porém com raios distintos: 15 (AID–15 km) e 5 quilômetros (AID – 5 km) (Anexo 3 – Mapa 03 – Áreas de Influência Direta (AID-15 km e AID-5 km)).

A área de influência direta com raio de 15 km (AID-15 km) abrangeu os distritos de Angra dos Reis, Mambucaba, Cunhambebe e Tarituba, situados nos municípios de Angra dos Reis e Parati, no Estado do Rio de Janeiro.

A área de influência direta com raio de 5 km (AID-5 km) abrangeu a localidade do Frade, o Sertãozinho do Frade, o Condomínio do Frade e a área em torno da CNAAA, no distrito de Cunhambebe; a vila residencial de Praia Brava (vila dos funcionários da CNAAA), os condomínios Barlavento, Praia Vermelha e Goiabas e a Vila Histórica de Mambucaba, no distrito de Mambucaba.

Para os estudos do meio físico, a AID-15 km foi estendida até as cabeceiras das bacias hidrográficas cortadas pelo círculo imaginário de raio 15 km. Os estudos oceanográficos se restringiram às regiões do Saco Piraquara de Fora, local de lançamento dos efluentes líquidos da CNAAA, e a Enseada de Itaorna.

5 LEGISLAÇÃO AMBIENTAL

A legislação ambiental fornece os parâmetros que balizam o empreendimento, assim como permite a identificação das ações de manejo ambiental que deverão ser realizadas pelo empreendedor, beneficiário e demais agentes envolvidos, para estar em conformidade com a legislação.

5.1 LEGISLAÇÃO FEDERAL

A Constituição de 1988 orienta a cooperação entre a União, os Estados e os Municípios, em relação ao meio ambiente e ao aproveitamento dos recursos hídricos, destacando-se os artigos 23 e 24.

O Art. 23 trata da competência comum na proteção do meio ambiente e do combate à poluição em qualquer de suas formas:

- preservação das florestas, da fauna e da flora;
- proteção dos documentos, das obras e outros bens de valor histórico, artístico ou cultural;
- fomento à produção agropecuária e organização do abastecimento alimentar;
- promoção de programas referentes à construção de moradias, bem como a melhoria destas habitações no tocante ao saneamento básico;
- registro, acompanhamento e fiscalização das concessões de direitos de pesquisa e exploração de recursos hídricos e minerais.

A cooperação entre a União, o Estado e os Municípios, em relação a esses assuntos, deve ser normalizada por lei complementar, visando o equilíbrio do desenvolvimento e do bem estar nacional.

O Art. 24 trata da competência concorrente do domínio das leis por parte dos referidos entes da Federação, exceto o Município. Conforme esse dispositivo, a estrutura das normas gerais pertence ao poder legiferante da União, sem entrar em detalhes ou minúcias, sendo estas de competência dos Estados e do Distrito Federal. Não existe, porém, Lei Federal sobre normas gerais. Os Estados exercerão competência legislativa plena, para atender a suas peculiaridades. No elenco de matérias mencionadas no Art. 24, tem-se, entre outras, aquelas pertinentes a:

- florestas, caça, pesca, fauna, conservação da natureza, defesa do solo e dos recursos naturais, proteção ao meio ambiente e controle da poluição;
- responsabilidade por dano ao meio ambiente, a bens e direitos de valor artístico, estético, histórico, turístico e paisagístico.

A Lei Nº 6.938, de 31 de agosto de 1981 (com alterações na Lei Nº 7.804, de 18 de julho de 1989), se refere à Política Nacional do Meio ambiente, seus fins e mecanismos de formulação e aplicação, tendo criado o Sistema Nacional do Meio Ambiente (SISNAMA), cuja estrutura é composta por órgãos e entidades da União, Estados, Distrito Federal e Municípios, responsáveis pela proteção e melhoria da qualidade ambiental. Desta lei destaca-se o seu Art. 8º, que, fazendo referência às áreas que são consideradas Patrimônio Nacional, estabelece que o Conama, quando julgar necessário, poderá determinar a realização de estudos alternativos e das possíveis conseqüências ambientais de projetos públicos ou privados, requisitando aos órgãos federais, estaduais e municipais, bem como a entidades privadas, as informações indispensáveis para a apreciação dos estudos de impacto ambiental e respectivos relatórios, nos casos de obras ou atividades de significativo potencial de degradação ambiental.

Dentre os instrumentos listados na Lei Nº 6.938/81, destacam-se os incisos III e IV (a avaliação de impactos ambientais, o licenciamento e a revisão de atividades efetivas ou potencialmente poluidoras). Tais instrumentos possibilitam ao órgão ambiental permitir, induzir, modificar ou mesmo rejeitar a implantação de empreendimentos e atividades públicas ou privadas que visem a utilização de recursos ambientais. Segundo o Art. 10 da citada Lei *"a construção, instalação, ampliação e funcionamento de estabelecimentos e de atividades utilizadoras de recursos ambientais, consideradas efetiva ou potencialmente poluidoras, bem como as capazes, sob qualquer forma, de causar degradação ambiental, dependerão de prévio licenciamento de órgão estadual competente, integrante do Sistema Nacional do Meio ambiente – SISNAMA, e do Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis – Ibama, em caráter supletivo, sem prejuízo de outras licenças exigíveis"*.

Para obtenção de uma das licenças, a Lei Nº 6.938/81, em seu Art. 9º, inciso III, estabelece como pré-requisito a "Avaliação de Impactos Ambientais". A Avaliação de Impacto Ambiental (AIA) é um instrumento de política ambiental formado por um conjunto de procedimentos, que tem como objetivo assegurar a realização do exame sistemático dos impactos ambientais de uma determinada ação proposta (projeto, programa, plano ou política), e de suas alternativas, onde os resultados sejam apresentados de forma adequada ao público e aos responsáveis pela tomada de decisão, sendo, desta forma, por eles devidamente considerados antes que as decisões sejam tomadas.

Visando proporcionar a avaliação do impacto ambiental, foram criadas as figuras do Estudo de Impacto Ambiental (EIA) e do Relatório de Impacto Ambiental (RIMA), pelo Decreto Nº 88.351/83, em seu Art. 18°. Como este decreto foi revogado pela edição do Decreto 99.274/90, o EIA e o RIMA passaram a ser regidos por este último.

Ao regulamentar a Lei Nº 6.938/81, o Decreto Federal Nº 99.274/90, em seu Art. 7º, inciso III, delegou ao Conselho Nacional do Meio Ambiente – Conama a competência para estabelecer normas e critérios gerais para o licenciamento das atividades potencialmente poluidoras.

Assim, o Conama, baixou a Resolução Nº 001, de 23 de janeiro de 1986, definindo impacto ambiental como *"qualquer alteração das propriedades físicas, químicas e biológicas do meio ambiente, causada por qualquer forma de matéria ou energia resultante das atividades humanas que, direta ou indiretamente, afetam (i) a saúde, a segurança e o bem estar da população; (ii) as atividades sociais e econômicas; (iii) a biota; (iv) as condições estéticas e sanitárias do meio ambiente; e (v) a qualidade dos recursos ambientais"*, criando a obrigatoriedade de realização de EIA/RIMA para o licenciamento de atividades modificadoras do meio ambiente.

Em 1987, "considerando a necessidade de que sejam editadas regras gerais para o licenciamento ambiental de obras de grande porte, especialmente aquelas em que a união tenha interesse relevante, como a geração de energia elétrica", o Conama editou a Resolução Nº 006, de 16 de setembro daquele ano, a qual, complementando a Resolução Nº 001, define os aspectos processuais do licenciamento.

"*Considerando a necessidade de revisão dos procedimentos e critérios utilizados no licenciamento ambiental, de forma a efetivar a utilização do sistema de licenciamento como instrumento de gestão ambiental, instituído pela Política Nacional de Meio Ambiente; a necessidade de regulamentação de aspectos do licenciamento ambiental estabelecidos na PNMA, que ainda não foram definidos; a necessidade de ser estabelecido critério para exercício da competência para o licenciamento a que se refere o Art. 10 da Lei Nº 6.938/81; e a necessidade de se integrar à atuação dos órgãos competentes do SISNAMA na execução do PNMA, em conformidade com as respectivas competências"*, o Conama deliberou a Resolução Nº 237, de 19 de dezembro de 1997, que regulamenta o sistema nacional de licenciamento ambiental e define, em seu Art. 8º, a Licença Prévia (LP), a Licença de Instalação (LI) e a Licença de Operação (LO).

Esta resolução continuou por detalhar os critérios básicos para a elaboração do Estudo de Impacto Ambiental (EIA) e respectivo Relatório de Impacto Ambiental (RIMA), como instrumentos da Política Nacional do Meio Ambiente, e obrigatórios para o licenciamento de obra ou atividade potencialmente causadora de significativa degradação do meio ambiente.

A Resolução Conama Nº 237/97 fixou os seguintes conceitos:

Licenciamento Ambiental: procedimento administrativo pelo qual o órgão ambiental competente licencia a localização, instalação, ampliação e a operação de empreendimentos e atividades utilizadores de recursos ambientais, considerados efetiva ou potencialmente poluidoras ou daquelas que, sob qualquer forma, possam causar degradação ambiental, considerando as disposições legais e regulamentares e as normas técnicas aplicadas ao caso.

Licença Ambiental: ato administrativo pelo qual o órgão ambiental competente estabelece as condições, restrições e medidas de controle ambiental que deverão ser obedecidas pelo empreendedor, pessoa física ou jurídica, para localizar, instalar, ampliar e operar empreendimentos ou atividades utilizadoras de recursos ambientais, consideradas efetiva ou potencialmente poluidoras ou daquelas que, sob qualquer forma, possam causar

degradação ambiental. Os empreendimentos e atividades são licenciados por um único nível de competência.

Estudos Ambientais: são todos e quaisquer estudos relativos aos aspectos ambientais relacionados à localização, instalação, operação e ampliação de uma atividade ou empreendimento, apresentado como subsídio para a análise da licença requerida, tais como: relatórios ambientais, planos e projetos de controle ambiental, relatório ambiental preliminar, diagnóstico ambiental, plano de manejo, plano de recuperação de área degradada e análise preliminar de risco.

O EIA deverá obedecer a uma série de requisitos, definidos pela Resolução Conama Nº 001/86:

- contemplar todas as alternativas tecnológicas e de localização do projeto, confrontando-as com a hipótese de não execução do mesmo;
- identificar e avaliar sistematicamente os impactos ambientais gerados nas fases de implantação e operação da atividade, definir os limites da área geográfica a ser direta ou indiretamente afetada pelos impactos, denominada área de influência do projeto, considerando-se, em todos os casos, a bacia hidrográfica na qual se localiza;
- considerar os planos e programas governamentais, propostos e em implantação na área de influência do projeto, em suas compatibilidades.

O RIMA, por sua vez, deverá ser apresentado *"de forma objetiva e adequada à sua compreensão"*. A publicidade a ser dada ao RIMA é requisito fundamental, de forma que os órgãos públicos e a população possam manifestar-se (Resolução Conama Nº 001/86).

Os pedidos de licenciamento, sua renovação e a respectiva concessão devem ser publicados no jornal oficial do Estado, bem como em um periódico regional ou local de grande circulação. Compete ao Conama fixar os prazos para a concessão das licenças, observada a natureza técnica da atividade.

A Resolução Conama Nº 237/97, em seu anexo 1, estabelece também as atividades ou empreendimentos sujeitos ao licenciamento ambiental.

O procedimento para licenciamento no Ibama, disponível na *home page* deste Instituto, deverá ocorrer da seguinte forma:

1. Licença Prévia - LP

É o documento que deve ser solicitado na fase preliminar de planejamento da atividade, correspondente à fase de estudos para definição da localização do empreendimento.

Requisitos para obtenção da LP:

- Requerimento de LP;

- Cópia da publicação de pedido de LP;

- Apresentação de estudos ambientais.

Nesta etapa o órgão licenciador:

- Elabora o Termo de Referência para a realização dos estudos ambientais (EIA/RIMA);

- analisa os estudos ambientais;

- vistoria o local do empreendimento;

- promove a audiência pública (quando couber).

Antes da concessão da licença o empreendedor deverá pagar, por meio de DARF, a taxa de análise de estudos ambientais e taxa de emissão de LP.

A concessão da LP não autoriza a execução de quaisquer obras ou atividades destinadas à implantação do empreendimento.

2. Licença de Instalação - LI

É o documento que deve ser solicitado antes da implantação do empreendimento. Nesta fase o órgão licenciador:

- Analisa os documentos solicitados na LP (projeto técnico, programas ambientais e plano de monitoramento).

Requisitos para obtenção da LI:

- requerimento de LI;

- cópia da publicação da concessão da LP;

- cópia de autorização de desmatamento expedida pelo Ibama (quando couber);

- licença da Prefeitura Municipal;

- Plano de Controle Ambiental - PCA;

- cópia da publicação do pedido de LI.

Antes da concessão da licença o empreendedor deverá pagar, por meio de DARF, taxa de análise de estudos ambientais e taxa de emissão de Licença.

A concessão da LI implica no compromisso do interessado em manter o projeto final compatível com as condições de seu deferimento.

3. Licença de Operação - LO

É o documento que deve ser solicitado antes da operação do empreendimento. Nesta fase o órgão licenciador:

- analisa os documentos solicitados na LI;

- vistoria as instalações e os equipamentos de controle ambiental.

Requisitos para obtenção da LO:

- requerimento de LO;

- cópia da publicação da concessão da LI;

- cópia da publicação do pedido da LO.

A concessão da LO implica no compromisso do interessado em manter o funcionamento dos equipamentos de controle da poluição, de acordo com as condições de seu deferimento. Todo o processo de licenciamento no Ibama é feito ouvindo-se os Órgãos Estaduais de Meio Ambiente.

São apresentadas, na Tabela 68, as competências legais relacionadas ao licenciamento.

Tabela 68 – Competências legais relacionadas ao licenciamento.

ÓRGÃO	COMPETÊNCIA
Ibama	• Licenciar empreendimento ou atividade: o Localizado(a) ou desenvolvido(a) conjuntamente no Brasil ou país limítrofe, no mar territorial, na plataforma continental, na zona econômica exclusiva, em terras indígenas ou em Unidades de Conservação Ambiental; o Localizado(a) ou for desenvolvida em dois ou mais Estados; o Cujos impactos ambientais diretos ultrapassem os limites territoriais do país ou de um ou mais Estados; o Pesquisa, lavra, produção, beneficiamento, transporte, armazenagem e disposição de material radioativo ou que utilize energia nuclear, em conjunto com a CNEN; o Bases ou empreendimentos militares, quando couber; o O Ibama faz o licenciamento considerando o exame técnico procedido pelos Estados, e pode, eventualmente, delegar-lhes o licenciamento.
Órgão Ambiental Estadual	• Licenciar empreendimento ou atividade: o Localizada ou desenvolvida em mais de um município ou em Unidade de Conservação de domínio estadual ou do Distrito Federal; o Localizado(a) ou desenvolvido(a) nas florestas e demais formas de vegetação natural de preservação permanente (Lei Nº 4771/65); o Cujos impactos ambientais diretos ultrapassem os limites territoriais de um ou mais Municípios. o O Órgão Ambiental Estadual faz o licenciamento considerando o exame técnico procedido pelos órgãos ambientais dos Municípios, e quando couber, o parecer de órgãos federais.
Órgão Ambiental Municipal	Compete ao Órgão Ambiental Municipal, ouvidos os órgãos competentes da União, dos Estados e do Distrito Federal, quando couber, o licenciamento ambiental de empreendimentos e atividades de impacto ambiental local e daqueles que lhe forem delegadas pelo Estado, por instrumento legal ou convênio.

Fonte: Resolução Conama Nº 237/97

5.2 LEGISLAÇÃO ESTADUAL

No Estado do Rio de Janeiro, o Sistema de Licenciamento de Atividades Poluidoras - SLAP foi instituído pelo Decreto Estadual N°. 1.633, de 21 de dezembro de 1977, em consonância com o Decreto-Lei N°. 134, de 16 de junho de 1975.

São de três tipos as licenças ambientais previstas no SLAP, todas obrigatórias: Licença Prévia – LP, Licença de Instalação – LI e Licença de Operação – LO.

A LP é o documento expedido na fase preliminar do planejamento do empreendimento que autoriza a sua localização, com base nos planos federais, estaduais e municipais de uso do solo, e que estabelece os requisitos básicos a serem obedecidos nas fases de implantação e operação.

A LI autoriza o início da implantação do empreendimento, de acordo com as especificações do projeto de engenharia, cujo grau de detalhamento deve ser o necessário para que possa ser julgado, e especifica os requisitos ambientais a serem seguidos nessa fase.

A LO, expedida após a verificação do cumprimento das condições da LI, autoriza a operação ou utilização do empreendimento, desde que respeitadas as condições especificadas.

Renovação - A renovação da licença é obrigatória, tanto nos casos de expiração de sua validade, quanto na eventual modificação do projeto licenciado ou das condições da concessão inicial.

Penalidades - A Lei Nº 3.467, de 14 de setembro de 2000, dispõe sobre as sanções administrativas derivadas de condutas lesivas ao meio ambiente.

5.3 LEGISLAÇÃO MUNICIPAL

O município de Angra dos Reis, por meio de sua Lei Orgânica, de 04 de abril de 1990, estabelece em seu Título III, capítulos VII e VIII, diretrizes para o turismo e o meio ambiente no município.

O Artigo 218 cria o Parque Turístico Ecológico da Ilha Grande, cujos objetivos são a preservação turística, ecológica, cultural e territorial de toda a ilha.

O Artigo 221 estabelece que *cabe ao Poder Público, no âmbito de sua competência, através de seus órgãos de administração direta, indireta e fundacional:*

I - preservar e restaurar os processos ecológicos essenciais das espécies e dos ecossistemas;

II - preservar e restaurar a diversidade e a integridade do patrimônio biológico e paisagístico, no âmbito municipal;

III - exigir, na forma da lei, para a instalação de obra ou atividade potencialmente causadora de significativa degradação do meio ambiente, estudo prévio de impacto ambiental, a que se dará publicidade, na forma da lei, dando-se ciência ao legislativo;

IV - proteger a fauna e a flora, vedadas as práticas que coloquem em risco sua função ecológica, provoquem extinção de espécies ou submetam os animais à crueldade, fiscalizando, no âmbito de sua competência, a extração, captura, produção, transporte, comercialização e consumo de seus espécimes e sub produtos;

V - proteger o meio ambiente e combater a poluição em qualquer de suas formas;

VI - estimular e promover o reflorestamento em áreas degradadas, objetivando, especialmente, a proteção de encostas e dos recursos hídricos, bem como a consecução de índices mínimos de cobertura vegetal;

VII - controlar e fiscalizar, no âmbito de sua competência, as atividades e as instalações que comportem riscos efetivos ou potenciais, a saudável qualidade de vida e ao meio ambiente natural e de trabalho, incluindo materiais geneticamente alterados pela ação humana, resíduos químicos e fontes de radioatividades;

VIII - solicitar a realização periódica de auditorias no sistema de controle de poluição e prevenção de riscos de acidentes da instalação e atividades de significativo potencial, incluído a avaliação detalhada dos efeitos de sua operação sobre a qualidade ambiental, bem como, sobre a saúde dos trabalhadores e da população afetada;

IX - estabelecer, controlar e fiscalizar, no âmbito de sua competência, padrões de qualidade ambiental, considerando os efeitos sinérgicos e cumulativos da exposição às fontes de poluição incluída a absorção de substâncias químicas através da alimentação;

X - garantir amplo acesso dos interessados às informações sobre as fontes e causas da poluição, qualidade do meio ambiente, situações de risco de acidentes e a presença de substâncias potencialmente danosas à saúde na água potável e nos alimentos;

XI - promover medidas judiciais e administrativas contra os responsáveis por danos ao meio ambiente;

XII - incentivar a integração das escolas, instituições de pesquisas e associações civis, nos esforços para garantir e aprimorar o controle da poluição, inclusive no ambiente de trabalho;

XIII - estimular a pesquisa, o desenvolvimento e a utilização de fontes de energias alternativas, não poluentes, bem como de tecnologias poupadoras de energia;

XIV - vedar a concessão de recursos públicos, ou incentivos fiscais às atividades que desrespeitam as normas e padrões de proteção ao meio ambiente estabelecido em lei,

XV - recuperar a vegetação em áreas urbanas, segundo critérios definidos em lei;

XVI - proibir o despejo nas águas de resíduos capazes de torná-las impróprias, ainda que temporariamente, para consumo e a utilização normais, ou para a sobrevivência das espécies;

XVII - implementar política setorial visando à coleta seletiva, transporte, tratamento e disposição final de resíduos urbanos, hospitalares e industriais, com ênfase nos processos que envolvam sua reciclagem;

XVIII - utilizar os recursos naturais com fins econômicos, como objeto de estudo correspondente aos custos necessários à fiscalização, à recuperação e à manutenção dos padrões de qualidade ambiental.

O Artigo 225 estabelece que a Baía da Ilha Grande é Área de Relevante Interesse Ecológico e o Artigo 228 determina que "fica proibido o armazenamento de resíduos atômicos no município, na forma que a lei dispuser".

5.4 LICENCIAMENTO NUCLEAR E AMBIENTAL

O licenciamento nuclear de Angra 3 deverá ser realizado junto à CNEN: ele visa em última análise, garantir que a localização, a construção e a operação dessa instalação não implicarão riscos indevidos aos trabalhadores, ao público em geral e ao meio ambiente. Ele é um processo ininterrupto, que se inicia com os estudos de seleção do local da instalação e só termina após o seu descomissionamento.

O licenciamento ambiental, como estabelece o inciso IV do Art. 4º da Resolução Conama Nº 237/97, está a cargo do Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis – Ibama, que emitiu, por meio do OFÍCIO Ibama DCA/DEREL/ELPN – Nº 154/99, de 24 de setembro de 1999, o Termo de Referência Nº 017/99, para subsidiar o estudo a ser realizado.

O referido Termo inclui, segundo informação do Ibama, sugestões da CNEN, da Fundação Cultural Palmares, da Fundação Estadual de Engenharia do Meio Ambiente (Feema), da Fundação Nacional do Índio (Funai), do Instituto do Patrimônio Histórico e Artístico Nacional (IPHAN) e da Prefeitura Municipal de Angra dos Reis.

Os principais eventos relacionados ao licenciamento nuclear e ambiental das três unidades da CNAAA encontram-se nas tabelas a seguir.

Tabela 69 – Principais eventos do licenciamento de Angra 1.

Evento	Emitente	Data (*)	Objeto
Carta 190/70	CNEN	27/4/70	Aprovação do local de implantação (AL)
Portaria 416	DNAEE	13/7/70 (17/7/70)	Autorização para instalação
Relatórios DR-44/74 e DR-51/74 e Ofício 82/74	CNEN	2/5/74	Concessão da licença de construção (LC) e comunicação formal
LI 037/81	Feema	15/9/81	Concessão da Licença de Instalação (LI)
Relatório DR-103/81 e Resolução 10/81	CNEN	10/9/81 (18/9/81)	Autorização provisória para operação (APO)
Resolução 18/87	CNEN	23/12/87 (14/1/88)	Autorização para operação inicial (AOI)
Portaria 344/94	CNEN	7/12/94 (9/12/94)	Autorização para operação permanente (AOP)
Portaria 186	CNEN	31/7/97 (4/8/97)	Transferência da AOP para a Nuclen
Decreto s/nº	Presidência da República	23/5/97	Aprovação de alterações nos estatutos da Nuclen e de sua nova razão social, Eletronuclear
Decreto s/nº	Presidência da República	23/12/97 (26/12/97)	Transferência da propriedade de Angra 1 para a Eletronuclear
Portaria 127/98	CNEN	9/12/98 (14/12/98)	
Carta P-250/99	Eletronuclear	19/11/99	Solicitação ao Ibama de adequação do licenciamento ambiental
Carta P-141/2003	Eletronuclear	18/07/2003	Eletronuclear entregou em mãos ao MPF - Ministério Público Federal, na CNAAA, durante a visita técnica deste órgão, o TR (Termo de Referência) de Angra 1 e TC (Termo Compromisso) de Angra 1.

(*)As datas entre parênteses são as de publicação no Diário Oficial da União (DOU).

Fonte: Eletronuclear

Tabela 70 – Principais eventos do licenciamento de Angra 2.

Evento	Emitente	Data (*)	Objeto
Despacho PR 4840/74	Presidência da República	3/6/74 (7/6/74).	Autorização para construção de Angra 2
Ofício DExI 110/76	CNEN	22/11/76	Aprovação do local (AL)

Evento	Emitente	Data (*)	Objeto
Resolução Nº 16/81	CNEN	13/11/81 (27/1/82)	Concessão da licença de construção (LC)
Resolução Nº 007/89	CNEN	19/4/89 (2/6/89)	Transferência da LC para Furnas
Lei Nº 7.804	Governo Federal	18/7/89	Transferência da responsabilidade pelo licenciamento ambiental de instalações nucleares da CNEN para o Ibama
Protocolo 571	Furnas	15/3/93	Requerimento ao Ibama da Licença de Operação (LO)
Resolução Nº 002	Conama	15/6/93	Criação da Câmara Técnica de acompanhamento e análise do projeto
Resolução Nº 036	Conama	7/12/94	Aprovação do Relatório da Câmara Técnica, favorável à continuidade do licenciamento ambiental
Despacho 047/95	Ibama	4/04/95	Emissão de parecer sobre a função do EIA e do RIMA na concessão da Licença de Operação (LO)
Ofício 02.399/95	Ibama	15/8/95	Emissão do termo de referência para a elaboração do EIA e do RIMA
Portaria 184/97	CNEN	31/7/97 (4/8/97)	Transferência da LC para a Nuclen
Carta P-236/04	Eletronuclear	24/08/2004	Resposta ao ofício nº 265/2004
Portaria nº 141	CNEN	28/09/2004	Renovação AOI
Ofício PRAJ Angra nº 1257/2004	MPF	29/11/2004	Solicitações de complementos de informações
Carta P-062/05	Eletronuclear	04/03/2005	Esclarece os complementos solicitados no ofício nº 1257/04
Portaria nº 22	CNEN	28/03/2005	Renovação da AOI
Decreto s/n°	Presidência da República	23/12/97 (26/12/97)	Aprovação de alterações nos estatutos da Nuclen e de sua nova razão social, Eletronuclear
PL – E/98 0192	Eletronuclear	10/7/98	Apresentação do EIA / RIMA ao Ibama
-	Eletronuclear	10/10/98	Realização de Audiência Pública em Angra dos Reis
-	Eletronuclear	16/1/99	Realização de Audiência Pública na vila residencial de Praia Brava, em Angra dos Reis
LO 047/99	Ibama	29/7/99	Concessão da Licença de Operação (LO), autorizando apenas o comissionamento
Resolução Nº 018/99	CNEN	16/9/99 (21/9/99)	Autorização para utilização de material nuclear

Evento	Emitente	Data (*)	Objeto
Resolução Nº 007/00	CNEN	24/3/00 (29/3/00)	Autorização para operação inicial (AOI)
-	Ibama	28/7/00	Prorrogação da Licença de Operação (LO) por três meses
Ofício 186/2000-SLC	CNEN	4/12/00	Confirmação da conclusão dos testes e autorização para a operação da usina a 100% de potência
Termo de compromisso	Ministério Público Federal, Eletronuclear, Ibama, CNEN, Feema, Aneel e Prefeitura de Angra dos Reis	6/3/01	Assinatura de Termo de Compromisso de Ajustamento de Conduta – TCAC referente ao licenciamento ambiental
Portaria 012/01	CNEN	27/3/01 (29/3/01)	1ª Renovação da AOI
Portaria 027/02	CNEN	27/3/02 (28/3/02)	2ª Renovação da AOI
Resolução Nº 006/02	CNEN	19/9/02 (23/9/02)	Confirmação da portaria 027/02
Portaria nº 14	CNEN	27/03/03	Renovação da AOI
-	-	17/09/03	Audiência Pública no Ministério Público Federal - Rio de Janeiro sobre TAC de Angra 2
Ofício/PRN Angra nº 765/2004	MPF	19/07/2004	Solicitações de esclarecimentos sobre cumprimento do TAC de Angra 2
Portaria 14/03	CNEN	23/3/03 (31/3/03)	3ª Renovação da AOI
Portaria 55/04	CNEN	28/3/04 (30/3/04)	4ª Renovação da AOI
Audiência Pública	-	17/09/03	Audiência Pública no próprio MPF (Rio de Janeiro) sobre TCAC de Angra 2
Portaria 141/04	CNEN	28/9/04 (30/9/04)	5ª Renovação da AOI
Ofício PRN/ANGRGA/RJ Nº 765/2004	MPF	19/07/2004	Solicitações de esclarecimentos sobre cumprimento do TCAC de Angra 2
P 236	Eletronuclear	24/08/2004	Resposta ao ofício Nº765/2004
Ofício PRN/ANGRA Nº 1257/2004	MPF	29/11/2004	Solicitação de complementos apresentados neste ofício
P 062/05	Eletronuclear	04/03/05	Esclarece os complementos solicitados no ofício MPF 1257/2004
Portaria Nº 22	CNEN	28/03/2005	Renovação da AOI

(*)As datas entre parênteses são as de publicação no Diário Oficial da União (DOU).

Fonte: Eletronuclear

Tabela 71 – Principais eventos do licenciamento de Angra 3.

Evento	Emitente	Data (*)	Objeto
Decreto Nº 75.870	Governo Federal	13/6/75 (13/6/75)	Autorização para ampliação da CNAAA mediante a construção de uma terceira unidade
CNEN Dex I nº 19	CNEN	14/4/80	Aprovação do Local
Ofício 157/98	CNEN	5/10/98	Aceitação de Angra 2 como usina de referência e do respectivo relatório final de análise de segurança como base para a elaboração do relatório preliminar de análise de segurança de Angra 3
Ofício 154/99	Ibama	24/9/99	Emissão do Termo de Referência Nº 017/99, para a elaboração do EIA/RIMA de Angra 3
Resolução Nº 5	CNPE	12/2001	Autoriza a Eletronuclear a retomar as ações relativas ao empreendimento Angra 3
Resolução Nº 8	CNPE	17/09/2002	Deliberou para constituição de um GT - Grupo de Trabalho para analisar o empreendimento de Angra 3
Resolução Nº 7	CNPE	21/07/2003	Estabelece condições para retomada de Angra 3
Resolução 11/02	CNEN	19/9/02 (23/9/02)	Referenda a Aprovação do Local conforme Of. CNEN Dex-I de 14/4/1980
Carta SL.T.E - 318/02	Eletronuclear	22/8/02	Entrega a CNEN do relatório preliminar de análise de segurança
P. 070/03	Eletronuclear	02/4/03	Solicita a Licença de Construção

(*)As datas entre parênteses são as de publicação no Diário Oficial da União (DOU).

Fonte: Eletronuclear

BIBLIOGRAFIA – VOLUME 01

DIAS, W. **Activity Contents and Flow in Important Systems and Components of the Angra 2 Nuclear Power Plant**. Nuclen Report TS3/BP/1170/920041, Rev. DR – KWU, Out 1993.

ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. **Estado da Arte e Experiência Internacional com Descomissionamento de Usinas Nucleares**. Eletronuclear , Rio de Janeiro, 2002.

ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. **Estudo do Sistema de Abastecimento de Água Bruta das Usinas Nucleares de Angra dos Reis**. Eletronuclear, Rio de Janeiro, 1999.

ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. **Final Safety Analysis Report – FSAR Angra 1 (ver 32)**. Eletronuclear, Rio de Janeiro, 2004.

ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. **Final Safety Analysis Report – FSAR Angra 2 (ver 05)**. Eletronuclear, Rio de Janeiro, 2001.

ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. **Liquid Effluents and Drains Treatment – GNB.** Eletronuclear, Rio de Janeiro.

ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. **Preliminary Safety Analysis Report – PSAR Angra 3 (ver 00)**. Eletronuclear, Rio de Janeiro, 2002.

MRS ESTUDOS AMBIENTAIS LTDA. **Estudo de Impacto Ambiental da Unidade III do Depósito Intermediário de Rejeitos Radioativos (DIRR) da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA)**. Brasília, 2003.

NATRONTEC ESTUDOS E ENGENHARIA DE PROCESSOS LTDA. **Estudo de Impacto Ambiental da Unidade 2 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Angra 2.** Rio de Janeiro 1999a. 8v

NATRONTEC ESTUDOS E ENGENHARIA DE PROCESSOS LTDA. **Projeto Básico Ambiental da Unidade 2 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Angra 2.** 1999b.

SCHRÜFER, ELMAR & STRAHLUNG, und S. *In* **Kernkraftwerken. Elitera-Verlag**. Berlin, 1974.

IBAMA – INSTITUTO BRASILEIRO DO MEIO AMBIENTE E DOS RECURSOS NATURAIS RENOVÁVEIS. **Termo de Referência ELPN/Ibama Nº 017/99 – Termo de Referência para a Elaboração do Estudo de Impacto Ambiental e Respectivo Relatório de Impacto Ambiental, para a Unidade 3 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto**. Rio de Janeiro, 1999.

USNRC - UNITED STATES NUCLEAR REGULARTORY COMISSION. **Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH 1400**. (NUREG - 75/014), 1975.

ANEXOS – VOLUME 1

Anexo 1 – Mapa 01 – Situação e Localização

INSERIR MAPA 01

Anexo 2 – Mapa 02 – Área de Influência Indireta (AII-50 km)

INSERIR MAPA 02

Anexo 3 – Mapa 03 – Áreas de Influência Direta (AID-15 km e AID-5 km)

INSERIR MAPA 03

Anexo 4 – Planta Esquemática das Áreas Restritas, Pontos de Emissões, Locais de Lançamento de Efluentes Líquidos e Sistema de Abastecimento de Água Doce - CNAAA (Unidades 1, 2 e 3)

INSERIR
"ARESTRITAS_EFLUENTES_AGUA_(REV8dez2004).dwg"

Anexo 5 – Planta – Arranjo Geral da Unidade 3 da CNAAA (Angra 3)

INSERIR “planta01_ARRANJO_rev01.dwg”

Anexo 6 – Planta – Estrutura da Tomada D'água Principal (UPC – 1/2 UQB) – vista superior

INSERIR "VS tomada dagua.dwg"

Anexo 7 – Planta – Estrutura de Descarga em Piaraquara de Fora (FL 1/2)

INSERIR PLANTA DESCARGA PIRAQUARA 1/2

Anexo 8 – Planta – Estrutura de Descarga em Piaraquara de Fora (FL 2/2)

INSERIR PLANTA DESCARGA PIRAQUARA 2/2